

# 女川原子力発電所 2 号炉

静的機器の単一故障に係る設計上の考慮

説明資料

平成 27 年 3 月 5 日

東北電力株式会社

第 12 条：安全施設  
(静的機器の単一故障)

目 次

1	基本方針	1
1.1	要求事項の整理	1
1.2	適合のための設計方針	3
2	静的機器の単一故障	4
2.1	長期間にわたり安全機能が要求される単一設計箇所抽出	4
2.2	非常用ガス処理系の基準適合性	10
2.3	中央制御室換気空調系の基準適合性	28
2.4	格納容器スプレイ系の基準適合性	51

添付資料 1	重要度の特に高い安全機能を有する系統の抽出について
添付資料 2	重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果

補足説明資料 1	原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率について
補足説明資料 2	安全解析に用いる気象条件の見直しについて
補足説明資料 3	空気流入率試験結果について
補足説明資料 4	修復方法の詳細と修復時間について
補足説明資料 5	非常用ガス処理系及び中央制御室換気空調系における 10%漏えい破損の想定について
補足説明資料 6	設計基準事故解析で期待するプラント操作のための情報の把握機能について
補足説明資料 7	設計基準事故解析で期待するMS-3機能について
補足説明資料 8	中央制御室換気空調系の少量外気取入ライン等故障時の影響について
補足説明資料 9	単一設計箇所の運用・管理について
補足説明資料 10	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の吸込み側隔離弁(格納容器外弁)の操作性について
補足説明資料 11	機能復旧を考慮した場合の線量評価
補足説明資料 12	非常用ガス処理系配管及び中央制御室換気空調系ダクトの全周破断発生時における検知性について

## <概 要>

1. において、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下、「設置許可基準規則」という。）、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下、「技術基準規則」という。）の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する女川原子力発電所2号炉における適合性を示す。
2. において、静的機器の単一故障に関する基準適合性について説明する。

## 1 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

静的機器の単一故障に関する設置許可基準規則第 12 条の要求事項並びに当該要求事項に該当する技術基準規則第 14 条の要求事項を第 1.1-1 表に示す。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 12 条, 技術基準規則第 14 条 要求事項

設置許可基準規則 第 12 条 (安全施設)	技術基準規則 第 14 条 (安全設備)	備考
安全施設は, その安全機能の重要度に応じて, 安全機能が確保されたものでなければならない。	—	変更なし
2 安全機能を有する系統のうち, 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは, 当該系統を構成する機械又は器具の単一故障(単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと(従属要因による多重故障を含む。)をいう。以下同じ。)が発生した場合であって, 外部電源が利用できない場合においても機能できるよう, 当該系統を構成する機械又は器具の機能, 構造及び動作原理を考慮して, 多重性又は多様性を確保し, 及び独立性を確保するものでなければならない。	第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は, 当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障(設置許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。以下同じ。)が発生した場合であって, 外部電源が利用できない場合においても機能できるよう, 構成する機械又は器具の機能, 構造及び動作原理を考慮して, 多重性又は多様性を確保し, 及び独立性を確保するよう, 施設しなければならない。	変更なし (静的機器の単一故障に関する考え方の明確化)

## 1.2 適合のための設計方針

重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系を設け、想定される動的機器の単一故障あるいは長時間の使用が想定される静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能が達成できる設計とする。ここで、長時間とは基本的に 24 時間以上とする。

ただし、その故障の発生確率が極めて小さいことを合理的に説明できる場合、又はその故障を仮定しても他の系統を用いて当該機能を代替できることを安全解析等によって確認できる場合には、必ずしも多重性又は多様性を備えた設計としない。さらに、長期間の使用が想定される系統については、その故障が想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない時間内に確実に除去若しくは修復ができる場合には、必ずしも単一故障を仮定しない。

また、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても系統の安全機能が達成できるよう、本原子炉施設の所内電源は、外部電源として電力系統に接続される 275kV 送電線 4 回線及び 66kV 送電線 1 回線の他に、非常用所内電源として非常用ディーゼル発電機 2 系統及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 系統を設け、重要度の高い安全機能を有する系統に必要な容量を持つ設計とする。

## 2 静的機器の単一故障

### 2.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計箇所への抽出

設置許可基準規則第12条において、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するシステムについて長期間では静的機器に対しても単一故障を仮定し、多重性又は多様性が要求されている。設置許可基準規則解釈の第12条第4項及び5項により、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上もしくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器についても単一故障の仮定の適用に関する考え方が明確となった。

女川原子力発電所2号炉において、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するシステムで、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上もしくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用しているシステムを抽出した。設置許可基準規則の解釈の第12条第3項の表に規定された安全機能に対応するシステムについて、対象システムの抽出フロー（第2.1-1図）に基づき対象システムを抽出した。抽出結果を添付資料1に、抽出結果を基にした分析結果を添付資料2に示す。

抽出の結果、対象システムは以下の3システム、6設備となった。

#### (1) 非常用ガス処理系

単一設計箇所：配管の一部、フィルタ装置

#### (2) 中央制御室換気空調系

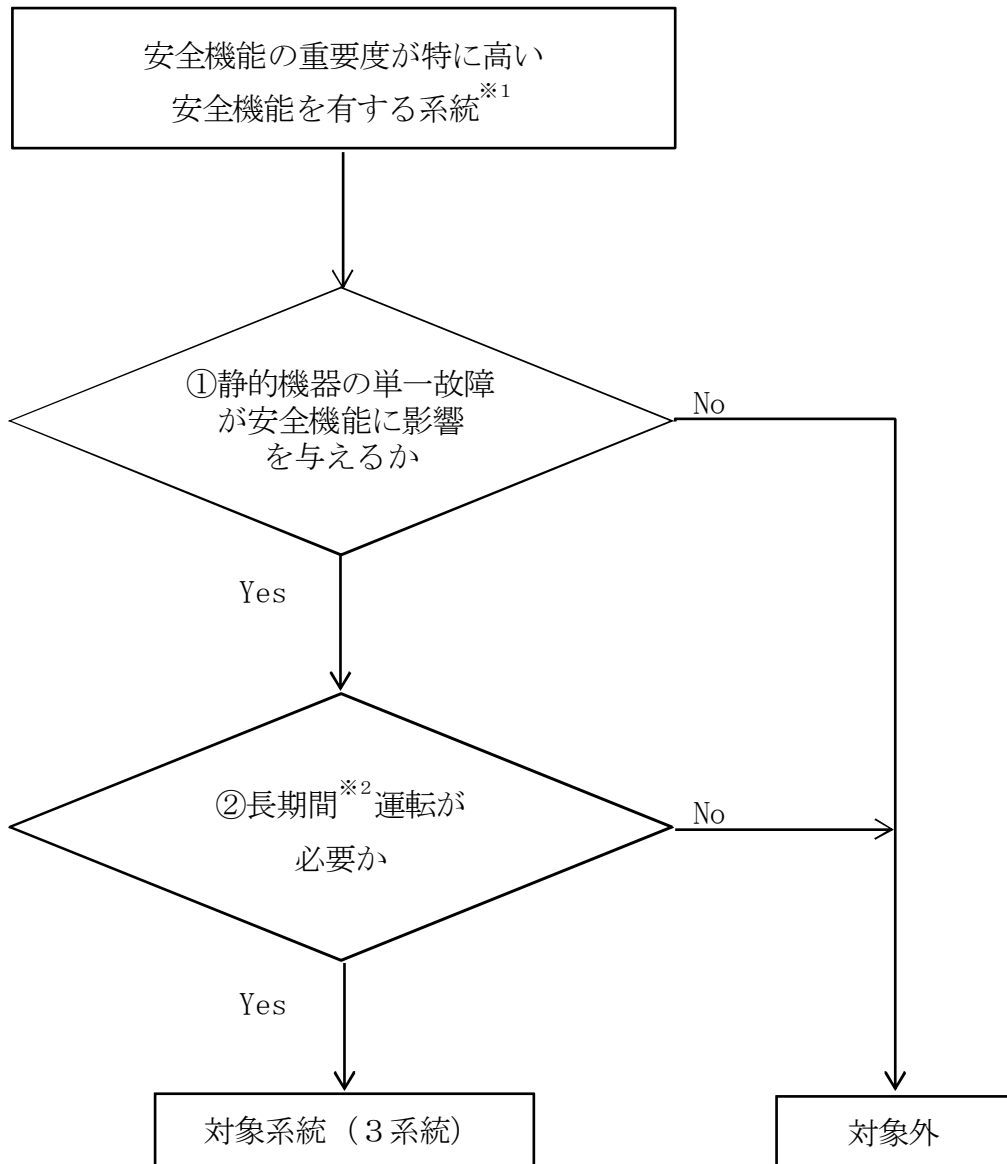
単一設計箇所：ダクトの一部、再循環フィルタ装置

#### (3) 残留熱除去系

（格納容器スプレイ冷却モード（以下、「格納容器スプレイ系」という。））

単一設計箇所：ドライウェルスプレイ管、サプレッションチェンバースプレイ管

上記3システムのシステム概要図を第2.1-2～4図に示す。

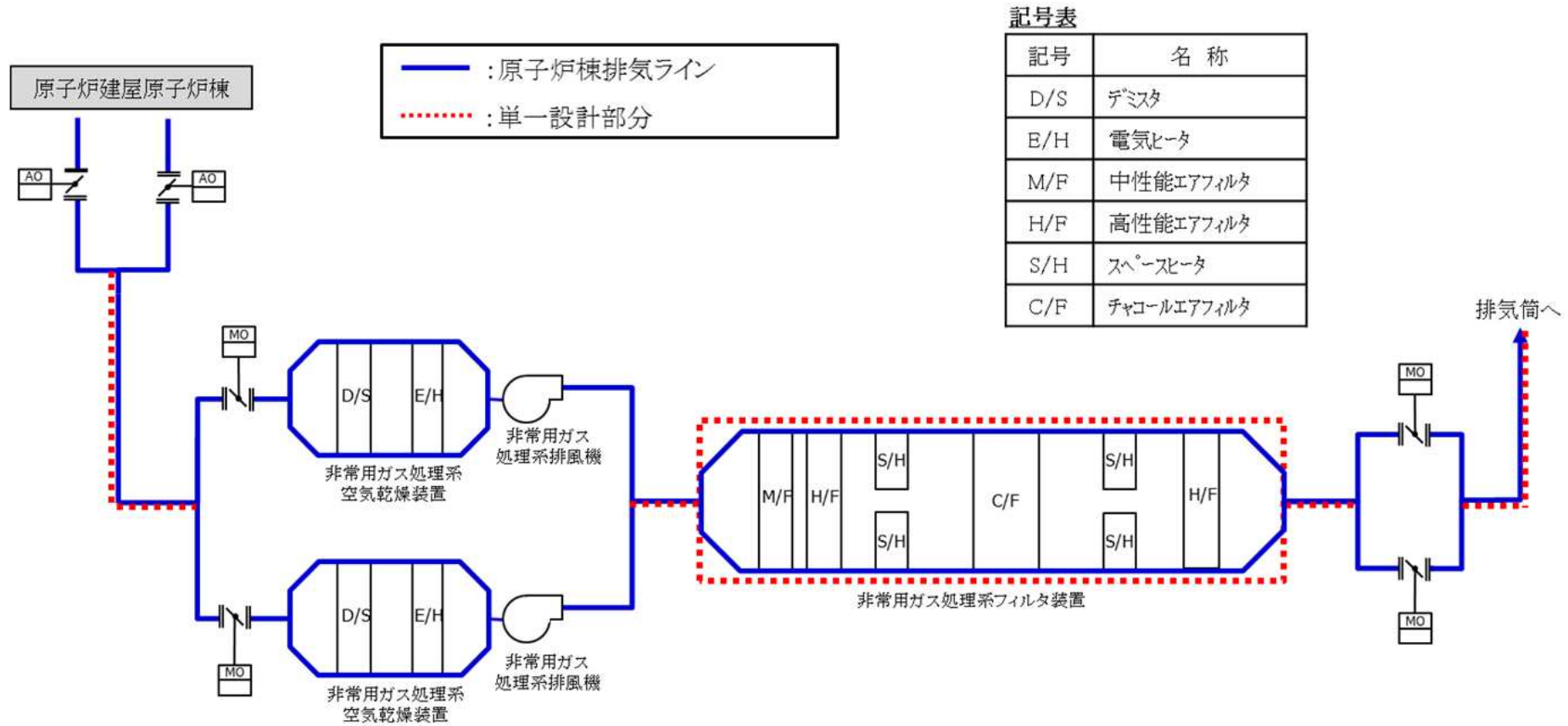


※1 設置許可基準規則の解釈の第12条第3項の表に規定された安全機能に対応する系統

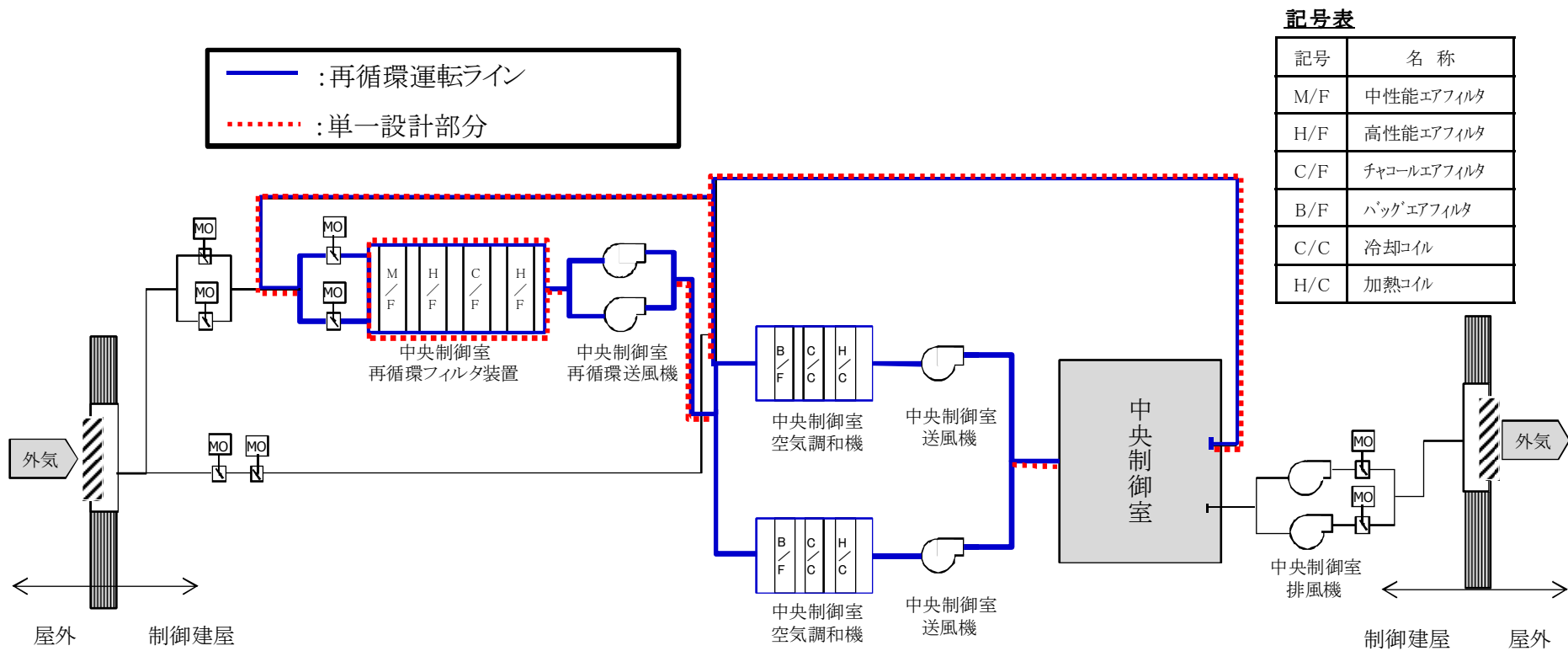
※2 24時間以上もしくは運転モードの切替え以降

第2.1-1図 対象系統の抽出フロー

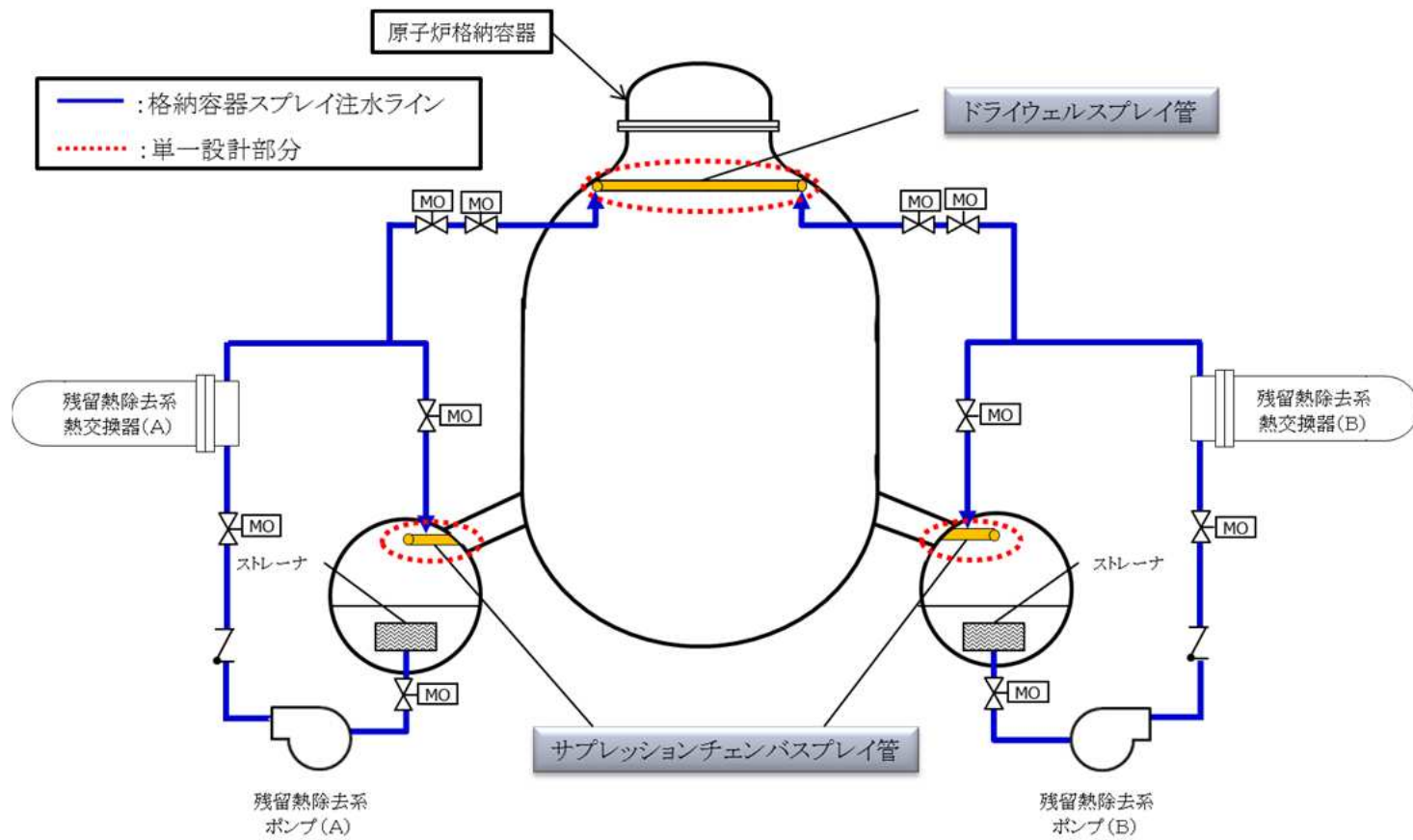




第 2.1-2 図 非常用ガス処理系 系統概要図



第 2.1-3 図 中央制御室換気空調系 系統概要図



第 2.1-4 図 格納容器スプレー系 系統概要図

設置許可基準規則の解釈第 12 条第 5 項において、静的機器の単一故障を仮定しなくても良い場合及び多重性の要求が不要となる場合については、以下の通り記載されている。

(設置許可基準規則の解釈第 12 条第 5 項)

第 2 項について、短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点を短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。

また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。

さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。

上記内容を踏まえて、抽出した単一設計箇所を有する 3 系統が、以下 3 条件のいずれかに該当することを確認した。(第 2.1-1 表)

- ① 単一故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる。
- ② 単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる。
- ③ 単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる。

第 2.1-1 表 静的機器の基準適合性確認結果一覧

系統	対象設備	適合条件		
		①	②	③
非常用ガス処理系	配管の一部及びフィルタ装置	○	—	—
中央制御室換気空調系	ダクトの一部及び再循環フィルタ装置	○	—	—
格納容器スプレイ系	ドライウェルスプレイ管 サプレッションチェンバスプレイ管	—	—	○

以降に、抽出した 3 系統に対する基準適合性を示す。

## 2.2 非常用ガス処理系の基準適合性

### (1) 非常用ガス処理系の修復性及び影響評価

非常用ガス処理系は、事故時に格納容器内から漏れ出た放射性物質の濃度低減機能を有しており、通常待機状態である。定期試験時、単一設計としているフィルタ装置及び配管（一部）の内部流体は空気であり、温度、圧力はほぼ常温、常圧である。

機能が要求される事故時においては、使用環境が多少悪化（温度、湿度上昇）するものの、事故時の環境条件を想定した設計をしており、問題とはならない。また、耐震Sクラスで設計されており、信頼性は高い。

当該系統の単一設計箇所について、故障箇所の検知性及び修復性、作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

なお、本検討において示す補修方法を適用した場合においては、事故収束後に技術基準に適合する修理を実施する。

### (2) 故障の想定

単一設計としている非常用ガス処理系の配管の一部並びにフィルタ装置に想定される過酷な条件として、故障（劣化）モードからは微小な腐食程度しか考えられないが、保守的な想定として全周破断若しくは閉塞について検討した。

第2.2-1表に故障の想定とその対応について整理した。

第 2.2-1 表 非常用ガス処理系単一設計箇所における故障想定と対応整理表

系統	故障 想定箇所	故障	故障(劣化) モード	発生の可能性	検知性	修復性	被ばく 評価	安全上支障 のない期間 に修復可	最も過酷 な条件
非常用ガス 処理系	配管	全周破断	腐食	△ (考えにくい)	○	○	○	○	○
		10%漏えい 破損	腐食	○ (想定される)	○	○	○	○	—
		閉塞	なし	× (考えられない)	—	—	—	—	—
	フィルタ 装置	全周破断	腐食	× (考えられない)	—	—	—	—	—
		10%漏えい 破損	腐食	○ (想定される)	○	○	○	○	—
		閉塞 (フィルタ 本体)	性能劣化	○ (想定される)	○	○	○	○	○ (完全閉塞)

### (3) 想定される故障による影響評価

#### a. 全周破断の想定について

##### (a) 故障の想定

当該システムの配管に想定される故障(劣化)モードは腐食であり、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定しても、現実的には配管の一部に腐食孔程度が生じることは考えられるが、全周破断にまで至ることは考え難い。しかし、腐食からの延長として最も過酷な条件を想定して、配管の全周破断を仮定する。

なお、フィルタ装置については、故障(劣化)モード、構造及び運転条件等から、瞬時に全周破断に至ることはないため、全周破断の想定は不要である。

##### (b) 検知性

配管の全周破断が発生した場合、中央制御室での確認（エリア放射線モニタ指示値変動、建屋差圧変動、SGTS トレイン出口流量変動等）及び現場パトロール（視覚、聴覚、触覚）により、全周破断箇所の特特定は可能である。（第 2.2-1 図 参照）

また、故障箇所特定のための現場パトロールは SGTS が起動した後、1 回／日実施するため、故障発生 1 日以内に確実に検知可能である。

なお、全周破断発生直後のフィルタトレイン室では、原子炉冷却材喪失事故時には、原子炉建屋原子炉棟内に原子炉格納容器から漏えいした放射性物質による線量率（約  $4.6 \times 10^{-2}$  mSv/h）に加えて、フィルタに捕集された放射性物質からの直接ガンマ線による線量率（約 1.1 mSv/h：表面から 1 m 位置）を考慮しても、約 1.2 mSv/h であるため、現場パトロールが可能である。

##### (c) 修復作業性

配管の修復作業は、全周破断箇所を特定した後、以下の手順で行う。

修復作業の一例を第 2.2-2 図に示す。

- i. 修復箇所の作業性を確保する。（高所の場合は足場設置）
- ii. 配管破断箇所の整形（クランプを容易にするため、破断面を切断し、整形する。）
- iii. 予め用意している予備配管を、修復箇所の寸法に合わせ切断する。
- iv. 配管の芯を合わせ、クランプにより固定する。その際、配管合わせ部分からの漏えいを防止するため、充填剤を注入する。

故障箇所の特特定は容易であり、足場設置を考慮した場合でも、修復<sup>\*</sup>は 3 日間（足場設置：1 日、修復：2 日）で可能である。

※ 使用環境（耐圧性、耐熱性）を考慮した仕様の資機材を準備する。

なお、当該作業を実施するに当たり、必要となる安全処置としては、ファンの電源断及びスイッチの停止操作のみであり、手動による弁の閉止操作は必要ない。

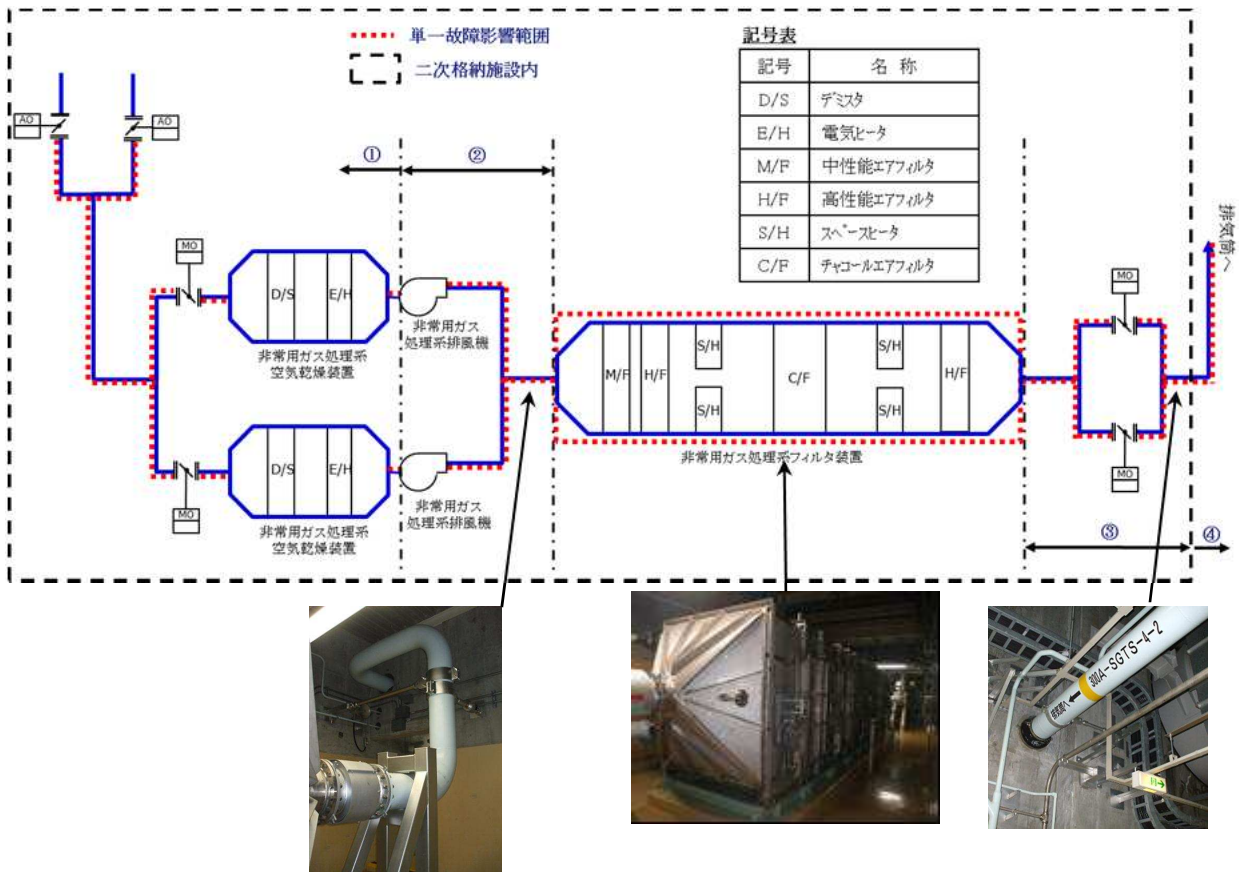
また、配管故障時の対応として、検知については、事故後のパトロール時に単一設計箇所の漏えい有無等を確認するよう社内規程に盛り込み、修復作業に

については作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を社内規程に盛り込むこととする。

(d) 故障箇所の仮定

非常用ガス処理系の配管の中で故障時の影響が最も厳しくなる，フィルタユニット上流側（第 2.2-1 図 ②）を仮定する。なお，多重化している配管においても全周破断により系統全体が機能喪失する可能性がある箇所については，故障想定の対象範囲とする。



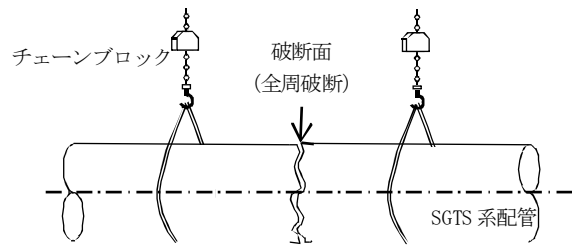


	検知性	故障箇所の仮定
①	中央制御室での確認（エリア放射線モニタの指示値変動, SGTS トレイン出口流量変動, 建屋差圧変動), 現場パトロール（視覚, 聴覚, 触覚）により, 全周破断箇所の特定が可能	破断想定箇所が排風機の上流側で二次格納施設内であるため, 二次格納施設内は負圧に保たれ非常用ガス処理系は機能維持できる。(影響なし)
②	中央制御室での確認（エリア放射線モニタ指示値変動, SGTS トレイン出口流量変動,	全周破断により, 非常用ガス処理系は機能喪失する。
③	建屋差圧変動, SGTS プロセス放射線モニタ指示値変動), 現場パトロール（視覚, 聴覚, 触覚）により, 全周破断箇所の特定が可能	二次格納施設内の負圧は保てないが, フィルタ通過後であるため, 評価は②に包絡されると考える。
④	中央制御室での確認（SGTS トレイン出口流量変動, 建屋差圧変動, SGTS プロセス放射線モニタ指示値変動), 現場パトロール（視覚, 聴覚, 触覚）により, 全周破断箇所の特定が可能	放射性物質が地上放出されるが, フィルタ通過後であるため評価結果は②に包絡される。

第 2.2-1 図 故障箇所の検知性と故障箇所の仮定

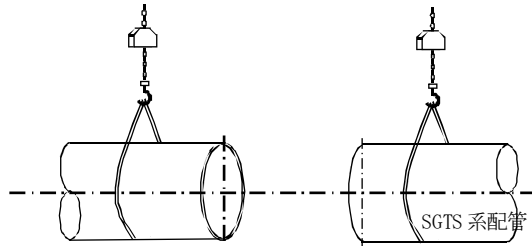
STEP-1：修復可所の作業性確保（高所の場合は足場設置）

（既設配管破断部の近傍にチェーンブロック等を用いて仮受けを設置する）

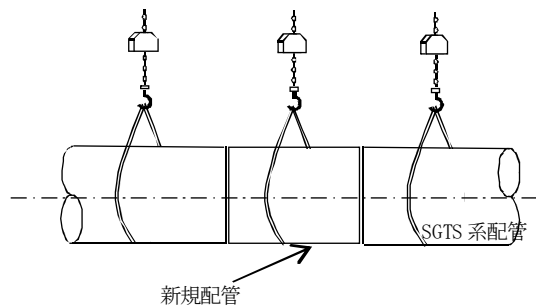


STEP-2：配管破断箇所の整形

（既設配管破断部が著しく変形している場合には既設配管を切断し整形する）

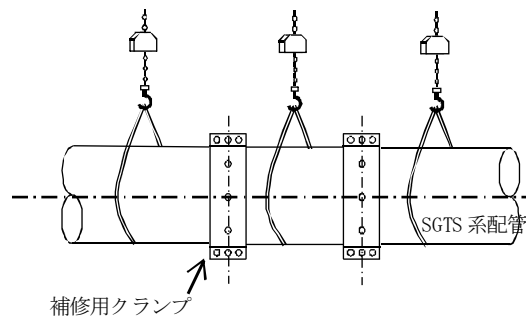


STEP-3：予備配管を修復可所の寸法に合わせ切断する。

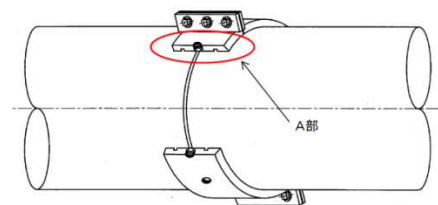


STEP-4：配管の芯を合わせ、クランプにより固定する。

（配管取合い部に補修用クランプを取付け、充填剤を注入する）

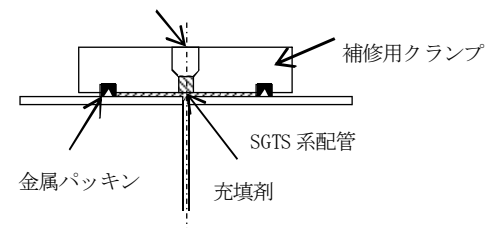


【補修クランプの取付イメージ】



A部イメージ

充填剤注入口  
（充填剤注入後にプラグにて閉止）



第 2.2-2 図 全周破断時の配管修復作業イメージ

## b. 閉塞の想定について

### (a) 故障の想定

閉塞については、フィルタ本体の閉塞の他、フィルタ装置及び配管の閉塞について、内部構成品の損傷に伴う閉塞と外部からの衝撃による閉塞の可能性について検討した。

#### i. フィルタ本体の閉塞

フィルタ本体については、想定される経年劣化事象として「閉塞」を想定しており、フィルタの一部が閉塞することは考えられ、最も過酷な条件としてフィルタの完全閉塞を想定する。

#### ii. フィルタ装置の閉塞

フィルタ装置は、7mm厚のステンレス板を溶接組立したケーシング（補強用に外面に型鋼を設置）、フィルタ装置内を各セクションに区切る仕切板及びスペースヒータ等で構成されている（第2.2-3図参照）。

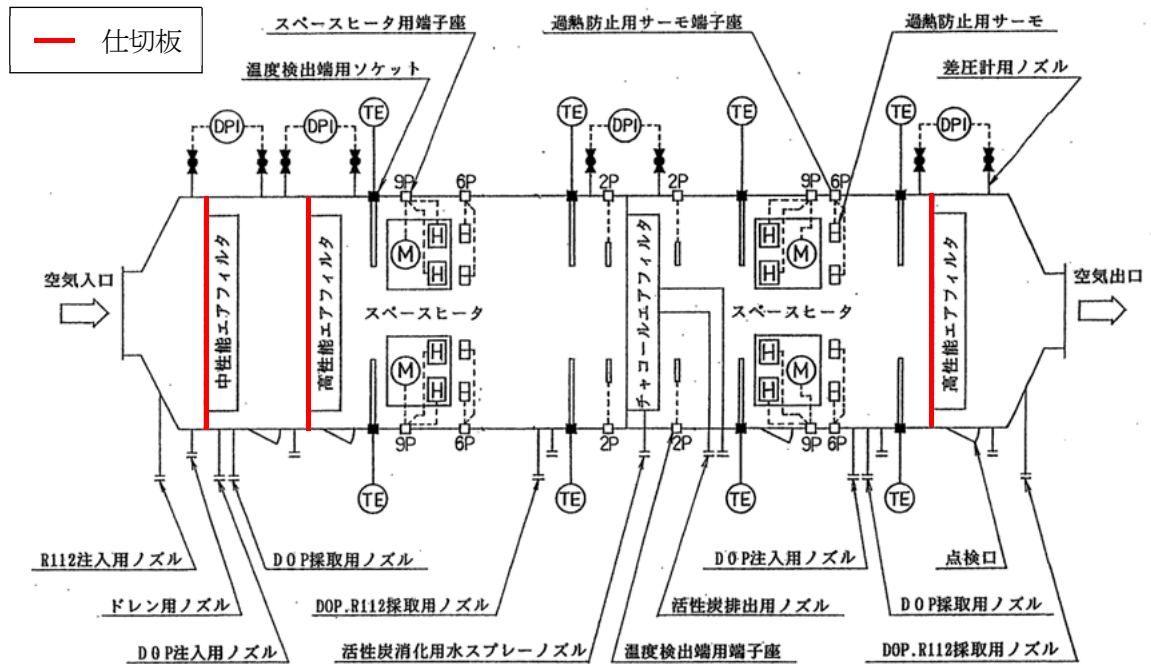
仕切板及びスペースヒータは溶接及びボルトにより強固に組み立てられており運転条件により脱落することは考え難い。万一脱落した場合でも金属製の重量物（数十キロ以上）であり、フィルタ装置の底部に留まるのみで流路を閉塞することは考えられない。また、フィルタユニット周辺に衝撃を与える設備がないことから、外部からの衝撃によるフィルタ装置の変形により閉塞することは考えられない。

また、フィルタ装置内には温度計も設置されているが、その大きさは約φ8mm×600mmであり、フィルタ装置の大きさや構造から流路を閉塞することは考えられない。

#### iii. 配管の閉塞

配管については、当該系の吸込み部は床面から離れた位置に配置しており、空気中の塵や埃等の浮遊物しか流入することはなく、当該配管は大口径(300A)であることから閉塞することはない。

以上より、フィルタ本体、フィルタ装置及び配管について閉塞の可能性を検討したが、フィルタ本体の閉塞以外については、いずれにおいても閉塞事象は発生しないと考え、閉塞となる可能性のある箇所をフィルタ本体と想定して評価を実施した。



第 2.2-3 図 SGTS フィルタ装置概要図

(b) 検知性

フィルタ本体の閉塞が発生した場合、中央制御室での確認（SGTS トレイン流量の指示値低下）及び現場パトロール（フィルタ差圧の確認）により、閉塞の検知は可能である。

また、故障箇所特定のための現場パトロールは SGTS が起動した後、1 回／日実施するため、故障発生 1 日以内に確実に検知可能である。

なお、フィルタ閉塞発生直後のフィルタトレイン室では、原子炉冷却材喪失事故時には、原子炉建屋原子炉棟内に原子炉格納容器から漏えいした放射性物質による線量率（約  $4.6 \times 10^{-2}$  mSv/h）に加えて、フィルタに捕集された放射性物質からの直接ガンマ線による線量率（約 1.1 mSv/h：表面から 1 m 位置）を考慮しても、約 1.2 mSv/h であるため、現場確認が可能である。

(c) 修復作業性

フィルタ取替作業のうち、最も時間を要するチャコールフィルタの取替作業は以下の手順で行う。

- i. 作業準備（修復資機材運搬等）
  - フィルタの予備品は発電所構内に保管する計画としており、早期に対応可能。
- ii. チャコール充填用足場設置
- iii. 充填排出装置設置
- iv. フィルタユニットの開放
- v. 充填排出装置による旧チャコール排出

vi. 充填排出装置による新チャコール充填

vii. フィルタユニットの復旧

チャコールフィルタの取替については、検知後2日間で可能である。

なお、当該作業を実施するに当たり、必要となる安全処置としては、ファンの電源断及びスイッチの停止操作のみであり、手動による弁の閉止操作は必要ない。

また、フィルタ閉塞時の対応として、検知については、事故後のパトロール時にフィルタの閉塞の有無等を確認するよう社内規程に盛り込み、修復作業については作業員の召集体制、資機材の準備、作業手順、訓練の実施等の必要事項を社内規程に盛り込むこととする。

### c. 線量評価

設置許可基準規則第 12 条における安全機能の重要度の特に高い安全機能に該当する非常用ガス処理系の静的機器に単一故障を想定し、設計基準事象として非常用ガス処理系の放射性物質の濃度低減機能に期待している原子炉冷却材喪失事故時の線量評価（一般公衆への線量影響及び修復作業時の線量影響）を以下のとおり実施した。また、燃料集合体の落下事故の際にも、環境中へ放出される放射性物質放出の防止機能として、放射性物質の濃度低減機能である非常用ガス処理系に機能を期待していることから、原子炉冷却材喪失事故と同様に燃料集合体の落下事故に対しても、静的機器の単一故障を想定した線量評価を実施した。一般公衆への線量影響評価にあたっては、保守的に修復による機能の復旧は期待しないものとする。

#### (a) 敷地境界線量評価

非常用ガス処理系の静的機器の単一故障を想定し、原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下を対象として、敷地境界線量を評価した。

線量評価において仮定する単一故障は、想定される損傷モードのうち環境への放射性物質の放出の観点から最も過酷なものとする。第 2.2-4 図に故障を想定する箇所の考え方を示す。この結果、最も過酷な条件として、非常用ガス処理系フィルタ閉塞事象を想定した。

##### i. 原子炉冷却材喪失

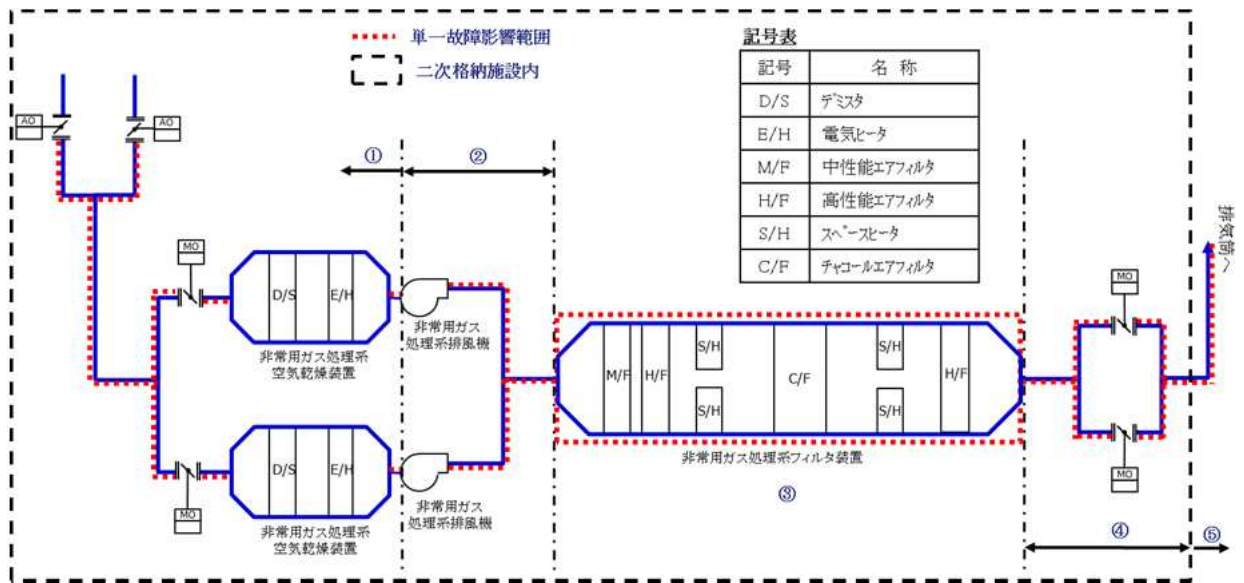
原子炉冷却材喪失では、事故発生 1 日後から無限時間、非常用ガス処理系の機能が喪失し、原子炉建屋の負圧が維持できず、原子炉格納容器より漏えいした放射性物質の全量が、原子炉建屋より地上放出されるとして敷地境界線量を評価した。評価条件を第 2.2-2 表に示す。

評価の結果、敷地境界における実効線量は約  $2.0 \times 10^{-2}$  mSv であり、基準である 5 mSv を満足することを確認した。評価結果を第 2.2-3 表及び第 2.2-4 表に示す。

##### ii. 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下では、事故発生 1 日後から無限時間、非常用ガス処理系の機能が喪失し、原子炉建屋の負圧が維持できず、破損燃料から放出した放射線物質の全量が、原子炉建屋より地上放出されるとして敷地境界線量を評価した。評価条件を第 2.2-5 表に示す。

評価の結果、敷地境界における実効線量は約  $9.8 \times 10^{-1}$  mSv であり、基準である 5 mSv を満足することを確認した。評価結果を第 2.2-6 表及び第 2.2-7 表に示す。



故障想定箇所	評価	最も過酷な条件	
		公衆被ばく	作業員被ばく
①	配管の全周破断箇所が排風機の上流側で二次格納施設内であるため、二次格納施設内は負圧に保たれ非常用ガス処理系は機能維持できる。	—	—
②	配管の全周破断により、放射性物質が二次格納施設内に全量放出され、二次格納施設内が負圧維持されず、建屋から地上放出される。(非常用ガス処理系の機能喪失)	○	○ (期間)
③	フィルタの閉塞により非常用ガス処理系は機能喪失する。	○	○ (線量)
④	配管の全周破断により、フィルタ通過後の放射性物質が二次格納施設内に全量放出され、二次格納施設内が負圧維持されず、建屋から地上放出される。	—	○ (期間)
⑤	配管の全周破断により、フィルタ通過後の空気が二次格納施設内または二次格納施設外から地上放出される。	—	○ (期間)

第 2.2-4 図 単一故障箇所の選定 (非常用ガス処理系の場合)

第 2. 2-2 表 原子炉冷却材喪失時の線量評価条件 (SGTS の静的機器単一故障時)

項 目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失
原子炉熱出力	2, 540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
事故後, 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	燃料からの追加放出量の内 希ガス 100%, よう素 100% 冷却材中からの放出量の内 希ガス 0%, よう素 100%
原子炉格納容器に放出される よう素の形態	有機よう素 4% 無機よう素 96%
原子炉格納容器に放出される 核分裂生成物の内, 原子炉格納 容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等 による低減 (分配係数)	無機よう素 100 希ガス・有機よう素については考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0. 5%/day
原子炉建屋からの換気率	0~24 時間 : 0. 5 回/day (SGTS による換気) 24 時間以降 : 0. 2 回/day (建屋漏えい) ※1
非常用ガス処理系のよう素 除去効率	0~24 時間 : 99% 24 時間以降 : 考慮なし
事故の評価期間	無限期間
実効放出継続時間	放射性物質の放出形態毎に, 全放出量を 1 時間当たりの最大 放出率で除した値から適切に設定 ・排気筒放出 (0~24 時間) $\chi/Q$ : 10 時間, $D/Q$ : 10 時間 ・地上放出 (24 時間以降) $\chi/Q$ : 450 時間, $D/Q$ : 300 時間
環境に放出された放射性物質の 大気中の拡散条件	・排気筒放出 (0~24 時間) $\chi/Q$ : $2.9 \times 10^{-6}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q$ : $1.1 \times 10^{-19}$ Gy/Bq ・地上放出 (24 時間以降) $\chi/Q$ : $2.3 \times 10^{-5}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q$ : $4.4 \times 10^{-19}$ Gy/Bq { 2012 年 1 月~2012 年 12 月の気象データに基づき 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」 に従って評価した相対濃度及び相対線量 } ※2
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して, 小児実効線量換算係数を使用 I-131 : $1.6 \times 10^{-4}$ mSv/Bq I-132 : $2.3 \times 10^{-6}$ mSv/Bq I-133 : $4.1 \times 10^{-5}$ mSv/Bq I-134 : $6.9 \times 10^{-7}$ mSv/Bq I-135 : $8.5 \times 10^{-6}$ mSv/Bq
呼吸率	5. 16 m <sup>3</sup> /d

※1 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率の妥当性について補足説明資料 1 に示す。

※2 気象データの妥当性について補足説明資料 2 に示す。



第 2. 2-3 表 原子炉冷却材喪失時の放出放射能量 (SGTS の静的機器単一故障時)

項 目		評価結果
よう素の放出量 (I-131 等価量-小児実効 線量係数換算)	排気筒放出	約 $3.3 \times 10^7$ Bq
	原子炉建屋からの放出	約 $8.9 \times 10^{10}$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	排気筒放出	約 $7.4 \times 10^{10}$ Bq
	原子炉建屋からの放出	約 $3.7 \times 10^{11}$ Bq

第 2. 2-4 表 原子炉冷却材喪失時の敷地境界線量 (SGTS の静的機器単一故障時)

項 目	評価結果
よう素の内部被ばくによる 実効線量	約 $2.0 \times 10^{-2}$ mSv
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる 実効線量	約 $1.7 \times 10^{-4}$ mSv
直接線・スカイシャイン線による 実効線量	約 $4.8 \times 10^{-6}$ mSv
合 計	約 $2.0 \times 10^{-2}$ mSv

第 2. 2-5 表 燃料集合体の落下時の線量評価条件 (SGTS の静的機器単一故障時)

項 目	評価条件
想定事故	燃料集合体の落下
原子炉熱出力	2, 540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
燃料取替作業開始	原子炉停止 3 日後
破損した燃料棒から水中への放出放射エネルギー	破損した燃料棒内の全蓄積量に対して 希ガス 10% よう素 5%
破損した燃料棒から水中に放出されるよう素の形態	有機よう素 1% 無機よう素 99%
水中から原子炉棟の空气中へ放出される割合	希ガス 100% 有機よう素 100% 無機よう素 0.2%
原子炉建屋からの換気率	0~24 時間 : 0.5 回/day (SGTS による換気) 24 時間以降 : 0.2 回/day (建屋漏えい) ※ <sup>1</sup>
非常用ガス処理系のよう素除去効率	0~24 時間 : 99% 24 時間以降 : 考慮なし
事故の評価期間	無限期間
実効放出継続時間	放射性物質の放出形態毎に、全放出量を 1 時間当たりの最大放出率で除した値から適切に設定 ・排気筒放出 (0~24 時間) $\chi/Q : 10$ 時間, $D/Q : 10$ 時間 ・地上放出 (24 時間以降) $\chi/Q : 80$ 時間, $D/Q : 70$ 時間
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	・排気筒放出 (0~24 時間) $\chi/Q : 2.9 \times 10^{-6}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q : 1.1 \times 10^{-19}$ Gy/Bq ・地上放出 (24 時間以降) $\chi/Q : 4.0 \times 10^{-5}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q : 7.4 \times 10^{-19}$ Gy/Bq { 2012 年 1 月~2012 年 12 月の気象データに基づき } ※ <sup>2</sup> { 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」 } に従って評価した相対濃度及び相対線量
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、小児実効線量換算係数を使用 I-131 : $1.6 \times 10^{-4}$ mSv/Bq I-132 : $2.3 \times 10^{-6}$ mSv/Bq I-133 : $4.1 \times 10^{-5}$ mSv/Bq I-134 : $6.9 \times 10^{-7}$ mSv/Bq I-135 : $8.5 \times 10^{-6}$ mSv/Bq
呼吸率	5.16 m <sup>3</sup> /d

※<sup>1</sup> 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率の妥当性について補足説明資料 1 に示す。

※<sup>2</sup> 気象データの妥当性について補足説明資料 2 に示す。

第 2.2-6 表 燃料集合体の落下時の放出放射エネルギー (SGTS の静的機器単一故障時)

項目		評価結果
よう素の放出量 (I-131 等価量—小児実効 線量係数換算)	排気筒放出	約 $2.5 \times 10^{10}$ Bq
	原子炉建屋からの放出	約 $2.5 \times 10^{12}$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	排気筒放出	約 $7.4 \times 10^{13}$ Bq
	原子炉建屋からの放出	約 $6.3 \times 10^{13}$ Bq

第 2.2-7 表 燃料集合体の落下時の敷地境界線量 (SGTS の静的機器単一故障時)

項目	評価結果
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $9.3 \times 10^{-1}$ mSv
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $5.5 \times 10^{-2}$ mSv
合計	約 $9.8 \times 10^{-1}$ mSv

(b) 作業員の線量評価

i. 原子炉冷却材喪失時の作業員線量

フィルタ取替よりも修復期間を要する配管の修復を対象に、修復期間を3日間として、マスク着用を考慮した被ばく評価を行った。評価条件を第2.2-8表に示す。

評価の結果、3日間（72時間）の修復作業における被ばく量は、約82mSvとなり、緊急作業時における許容実効線量である100mSvに照らしても、補修可能であることを確認した。評価結果を第2.2-9表に示す。

なお、実際は作業員を交替しての作業となり、さらに被ばく量を低減できると考える。

ii. 燃料集合体の落下時の作業員線量

フィルタ取替よりも修復期間を要する配管の修復を対象に、修復期間を3日間として、交替作業（8時間／人）及びマスク着用を考慮した被ばく評価を行った。評価条件を第2.2-10表に示す。

評価の結果、事故30日後から3日間（72時間）の修復作業における被ばく量は、約64mSvとなり、緊急作業時における許容実効線量である100mSvに照らしても、補修可能であることを確認した。評価結果を第2.2-11表に示す。

第 2.2-8 表 原子炉冷却材喪失時の作業員の線量評価条件  
(SGTS の静的機器単一故障時)

項 目	評価条件
原子炉熱出力	2, 540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
事故後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	燃料からの追加放出量の内 希ガス 100%, よう素 100% 冷却材中からの放出量の内 希ガス 0%, よう素 100%
原子炉格納容器に放出される よう素の形態	有機よう素 4% 無機よう素 96%
原子炉格納容器に放出される 核分裂生成物の内、原子炉格納 容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等 による低減 (分配係数)	無機よう素 100 希ガス・有機よう素については考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
原子炉建屋からの換気率	0~24 時間 : 0.5 回/day (SGTS による換気) 24 時間以降 : 0.2 回/day (建屋漏えい) ※
非常用ガス処理系のよう素 除去効率	0~24 時間 : 99% 24 時間以降 : 考慮なし
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、成人実効線量換算係数を使用 I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h

※ 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率の妥当性について補足説明資料 1 に示す。

第 2.2-9 表 原子炉冷却材喪失時の作業員の線量率

被ばく経路	線 量 率
フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 1.1 mSv/h
原子炉建屋内における外部被ばく	約 $4.1 \times 10^{-3}$ mSv/h
原子炉建屋内における内部被ばく※	約 $4.1 \times 10^{-2}$ mSv/h
合 計	約 1.2 mSv/h

※ マスク (DF50) を着用した評価

第 2.2-10 表 燃料集合体の落下時の作業員の線量評価条件  
(SGTS の静的機器単一故障時)

項 目	評価条件
原子炉熱出力	2, 540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
燃料取替作業開始	原子炉停止 3 日後
破損した燃料棒から水中への 放出放射能量	破損した燃料棒内の全蓄積量に対して 希ガス 10% よう素 5%
破損した燃料棒から水中に 放出されるよう素の形態	有機よう素 1% 無機よう素 99%
水中から原子炉棟の空气中へ 放出される割合	希ガス 100% 有機よう素 100% 無機よう素 0.2%
原子炉建屋からの換気率	0~24 時間 : 0.5 回/day (SGTS による換気) 24 時間以降 : 0.2 回/day (建屋漏えい) *
非常用ガス処理系のよう素 除去効率	0~24 時間 : 99% 24 時間以降 : 考慮なし
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して, 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h

※ 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率の妥当性について補足説明資料 1 に示す。

第 2.2-11 表 燃料集合体の落下時の作業員の線量率

被ばく経路	線 量 率
フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 8.0 mSv/h
原子炉建屋内における外部被ばく	約 $1.3 \times 10^{-4}$ mSv/h
原子炉建屋内における内部被ばく*	約 $2.6 \times 10^{-3}$ mSv/h
合 計	約 8.0 mSv/h

※ マスク (DF50) を着用した評価

## 2.3 中央制御室換気空調系の基準適合性

### (1) 中央制御室換気空調系の修復性及び影響評価

中央制御室換気空調系は、通常運転時、再循環フィルタ装置をバイパスし、空気調和装置を経由して室内の空気を再循環することにより、室内の温度等を調整しており、一部は外気を給気している。事故時は、中央制御室隔離信号により外気取り入れライン、排気ラインを隔離するとともに室内空気の全量を再循環し、その際、再循環空気の一部は再循環フィルタ装置にて処理している。いずれの場合でも、内部流体は空気であり、温度、圧力はほぼ常温、常圧である。

また、耐震 S クラスで設計されており、信頼性は高い。

当該系統において単一設計としているダクト及び再循環フィルタ装置について、故障箇所の検知性及び修復性、作業時の被ばく及び中央制御室の居住性の観点から、設置許可基準規則第 12 条の解釈 5 に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

なお、本検討において示す補修方法を適用した場合においては、事故収束後に技術基準に適合する修理を実施する。

### (2) 故障の想定

単一設計としているダクトの一部及び再循環フィルタ装置に想定される過酷な条件として、故障（劣化）モードからは微小な腐食程度しか考えられないが、保守的な想定として全周破断若しくは閉塞について検討した。

第 2.3-1 表に故障の想定とその対応について整理した。

第 2.3-1 表 中央制御室換気空調系単一設計箇所における故障想定と対応整理表

系統	故障 想定箇所	故障	故障(劣化) モード	発生の可能性	検知性	修復性	被ばく 評価	安全上支障 のない期間 に修復可	最も過酷 な条件
中央制御室 換気空調系	ダクト	全周破断	腐食	△ (考えにくい)	○	○	○	○	○
		10%漏えい 破損	腐食	○ (想定される)	○	○	○	○	—
		閉塞	なし	× (考えられない)	—	—	—	—	—
	再循環 フィルタ 装置	全周破断	腐食	× (考えられない)	—	—	—	—	—
		10%漏えい 破損	腐食	○ (想定される)	○	○	○	○	—
		閉塞 (フィルタ 本体)	性能劣化	○ (想定される)	○	○	○	○	○ (完全閉塞)



### (3) 想定される故障による影響評価

#### a. 全周破断の想定について

##### (a) 故障の想定

当該システムのダクトに想定される故障(劣化)モードは腐食であり、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定しても、現実的にはダクトの一部に腐食孔程度が生じることは考えられるが、全周破断にまで至ることは考え難い。しかし、腐食からの延長として最も過酷な条件を想定して、ダクトの全周破断を仮定する。なお、多重化している配管においても全周破断により系統全体が機能喪失する可能性がある箇所については、故障想定の対象範囲とする。

再循環フィルタ装置については、故障(劣化)モード、構造及び運転条件等から、瞬時に全周破断に至ることはないため、全周破断の想定は不要である。

##### (b) 検知性

ダクトの全周破断が発生した場合、中央制御室での確認（中央制御室エリア放射線モニタの指示値上昇、通風口からの破断音）及び現場パトロール（視覚、聴覚、触覚）により、全周破断箇所の特定は可能である。

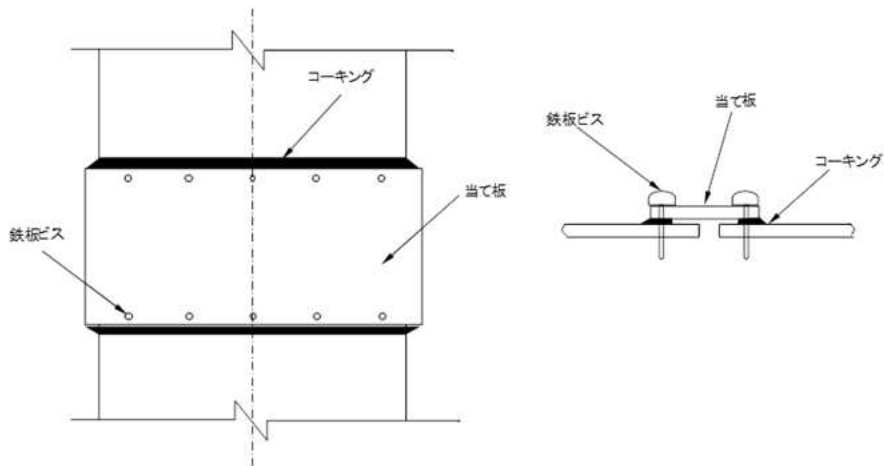
また、故障箇所特定のための現場パトロールは中央制御室換気空調系が再循環運転となった後、1回/日実施するため、故障発生1日以内に確実に検知可能である。

なお、全周破断発生直後において制御建屋では、原子炉冷却材喪失事故（仮想事故）時に室内に取り込まれた放射性物質等による線量率（約  $7.6 \times 10^{-2}$  mSv/h）に加えて、フィルタに捕集された放射性物質からの直接ガンマ線による線量率（約  $1.5 \times 10^{-2}$  mSv/h：表面から1m位置）を考慮しても、約  $9.1 \times 10^{-2}$  mSv/h であるため現場パトロールが可能である。

##### (c) 修復作業性

ダクトの修復作業は、全周破断箇所を特定した後、以下の手順で行う。修復作業の一例を第2.3-1図に示す。

- i. 修復箇所の作業性を確保する。（高所の場合は足場設置）
- ii. ダクト破断箇所の整形（当て板を容易にするため、破断部分の凸部位を切断または整形する）を実施する。
- iii. ダクトの芯合わせを行い、全周に当て板を設置し、鉄板ビスにて固定する。  
また、当て板とダクトの隙間からの漏えいを防止するため、コーキングを実施する。



第 2.3-1 図 全周破断ダクトの修復イメージ

故障箇所の特定は容易であり、修復※は3日間（足場設置：1日，補修：2日）で可能である。

※ 使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様の資機材を準備する。

なお，当該作業を実施するに当たり，必要となる安全処置としては，ファンの電源断及びスイッチの停止操作のみであり，手動による弁の閉止操作は必要ない。

また，ダクト故障時の対応として，検知については，事故後のパトロール時に単一設計箇所の漏えい有無等を確認するよう社内規程に盛り込み，修復作業については作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を社内規程に盛り込むこととする。

## b. 閉塞の想定について

### (a) 故障の想定

閉塞については，フィルタ本体の閉塞の他，再循環フィルタ装置及びダクトの閉塞について，内部構成品の損傷に伴う閉塞と外部からの衝撃による閉塞の可能性について検討した。

#### i. フィルタ本体の閉塞

フィルタ本体については，想定される経年劣化事象として「閉塞」を想定しており，フィルタの一部が閉塞することは考えられ，最も過酷な条件としてフィルタの完全閉塞を想定する。

#### ii. 再循環フィルタ装置の閉塞

再循環フィルタ装置は，4.5mm厚の鋼板を溶接組立したケーシング（外面に補強リブを設置），フィルタ本体を固定する取付枠から構成されている（第2.3-2図参照）。

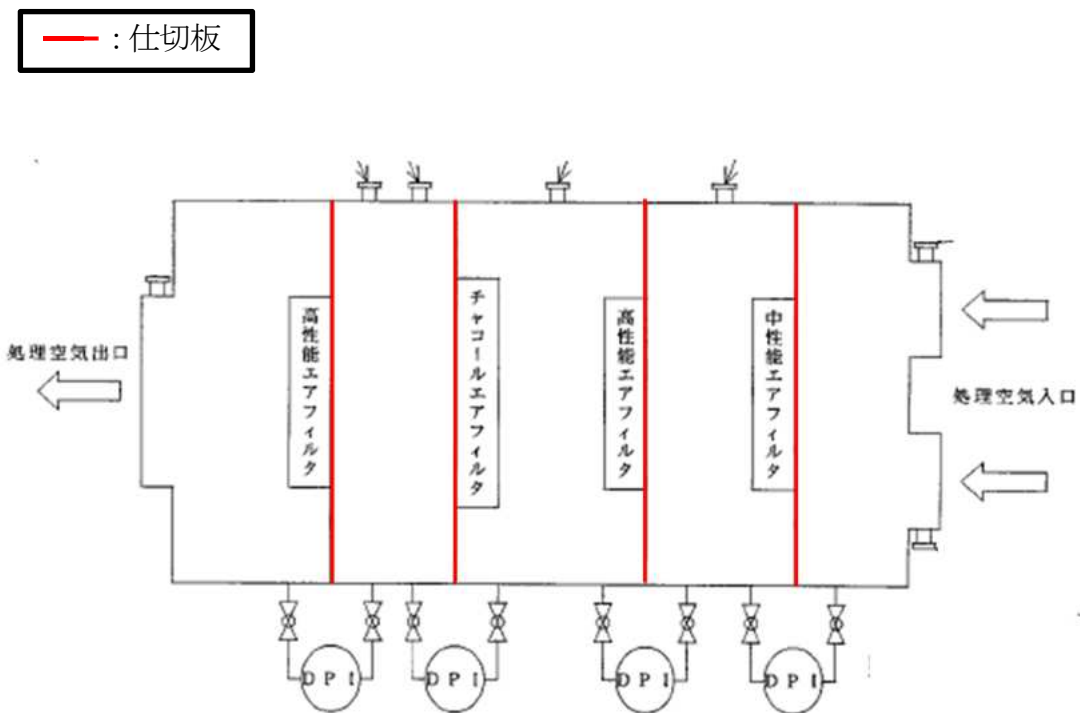
これらは溶接で強固に組み立てられており運転条件（若干の負圧）により脱落することは考え難い。万一脱落した場合でも金属製の重量物（数十キロ

以上) であり、再循環フィルタ装置の底部に留まるのみで流路を閉塞することは考えられない。また、再循環フィルタ装置周辺に衝撃を与える設備がないことから、外部からの衝撃によるフィルタ装置の変形により閉塞することは考えられない。

### iii. ダクトの閉塞

ダクトについては、当該系の吸込み部は各エリアの天井付近に配置しており、空気中の塵や埃等の浮遊物しか流入することはなく、当該ダクトは大口径（600mm×550mm 等）であることから、閉塞は考えられない。

以上から、フィルタ本体、再循環フィルタ装置及びダクトについて閉塞の可能性を検討したが、フィルタ本体の閉塞以外については、いずれにおいても閉塞事象は発生しないと考え、閉塞となる可能性のある箇所をフィルタ本体と想定して評価を実施した。



第 2.3-2 図 中央制御室換気空調系再循環フィルタユニット概要図

### (b) 検知性

フィルタ本体の閉塞が発生した場合、中央制御室での確認（中央制御室エリア放射線モニタの指示値上昇）及び現場パトロール（フィルタ差圧の確認）により、閉塞の検知は可能である。

また、故障箇所特定のための現場パトロールは中央制御室換気空調系が再循環運転となった後、1回/日実施するため、故障発生1日以内に確実に検知可能である。

なお、フィルタ閉塞発生直後において再循環フィルタユニット室では、原子炉冷却材喪失事故（仮想事故）時に室内に取り込まれた放射性物質等による線量率（約 $7.6 \times 10^{-2}$  mSv/h）に加えて、フィルタに捕集された放射性物質からの直接ガンマ線による線量率（約 $1.5 \times 10^{-2}$  mSv/h：表面から1m位置）を考慮しても、約 $9.1 \times 10^{-2}$  mSv/hであるため現場パトロールが可能である。

### （c）修復作業性

フィルタ取替作業のうち、最も時間を要するチャコールフィルタの取替作業は以下の手順で行う。

#### i. 作業準備（修復資機材運搬等）

フィルタの予備品は発電所構内に保管する計画としており、早期に対応可能。

#### ii. 再循環フィルタユニットの開放

#### iii. 既設フィルタ取外し

#### iv. 新規フィルタ取付け

#### v. 再循環フィルタユニットの復旧

チャコールフィルタの取替については、検知後1日間で可能である。

なお、当該作業を実施するに当たり、必要となる安全処置としては、ファンの電源断及びスイッチの停止操作のみであり、手動による弁の閉止操作は必要ない。

また、再循環フィルタ閉塞時の対応として、検知については、事故後のパトロール時にフィルタの閉塞の有無等を確認するよう社内規程に盛り込み、修復作業については作業員の召集体制、資機材の準備、作業手順、訓練の実施等の必要事項を社内規程に盛り込むこととする。

### c. 線量評価

設置許可基準規則第12条における安全機能の重要度の特に高い安全機能に該当する中央制御室換気空調系の静的機器に単一故障を想定し中央制御室の居住性評価及び修復作業時の線量影響を実施する。影響評価において仮定する単一故障は、想定される損傷モードのうち中央制御室の居住性又は作業員の被ばくの観点から最も過酷なものとする。第2.3-3図に故障を想定する箇所の考え方を示す。

中央制御室の居住性評価にあたっては、保守的に修復による機能の復旧は期待しないものとする。

#### （a）中央制御室の居住性評価

想定される損傷モードのうち、最も過酷なものとして、再循環フィルタ装置閉塞の場合は中央制御室換気空調系の機能喪失を想定し、ダクト全周破断の場

合は、設計で考慮している外気リークイン量に加え、送風機の100%容量に相当する外気が破断箇所から再循環フィルタ装置をバイパスした状態で中央制御室内に流入すると想定した。

i. 原子炉冷却材喪失時（仮想事故）における再循環フィルタ装置閉塞時の線量評価

評価条件については、原子炉冷却材喪失時（仮想事故）において、事故発生1日後から30日間について、再循環フィルタ装置の閉塞により、中央制御室内の雰囲気が悪化した場合の運転員の線量について評価した。評価条件について第2.3-2表及び第2.3-3表に示す。

運転員の線量は、実効線量で約1.7mSvとなり、基準である100mSvを満足することを確認した。評価結果を第2.3-4表及び第2.3-5表に示す。

ii. 原子炉冷却材喪失時（仮想事故）におけるダクト全周破断時の線量評価

評価条件については、原子炉冷却材喪失時（仮想事故）において、事故発生1日後から30日間について、中央制御室換気空調系のダクトが全周破断することで、中央制御室内の雰囲気が悪化した場合の運転員の線量について評価した。評価条件について第2.3-6表及び第2.3-7表に示す。

運転員の線量は、実効線量で約1.7mSvとなり、基準である100mSvを満足することを確認した。評価結果を第2.3-8表及び第2.3-9表に示す。

iii. 主蒸気管破断時（仮想事故）における再循環フィルタ装置閉塞時の線量評価

評価条件については、主蒸気管破断時（仮想事故）において、事故発生1日後から30日間について、中央制御室再循環フィルタ装置の閉塞により、中央制御室内の雰囲気が悪化した場合の運転員の線量について評価した。評価条件について第2.3-10表及び第2.3-11表に示す。

運転員の線量は、実効線量で約1.9mSvとなり、基準である100mSvを満足することを確認した。評価結果を第2.3-12表及び第2.3-13表に示す。

IV. 主蒸気管破断時（仮想事故）におけるダクト全周破断時の線量評価

評価条件については、主蒸気管破断時（仮想事故）において、事故発生1日後から30日間について、中央制御室換気空調系のダクトが全周破断することで、中央制御室内の雰囲気が悪化した場合の運転員の線量について評価した。評価条件について第2.3-14表及び第2.3-15表に示す。

運転員の線量は、実効線量で約1.8mSvとなり、基準である100mSvを満足することを確認した。評価結果を第2.3-16表及び第2.3-17表に示す。

(b) 修復作業時の被ばく評価

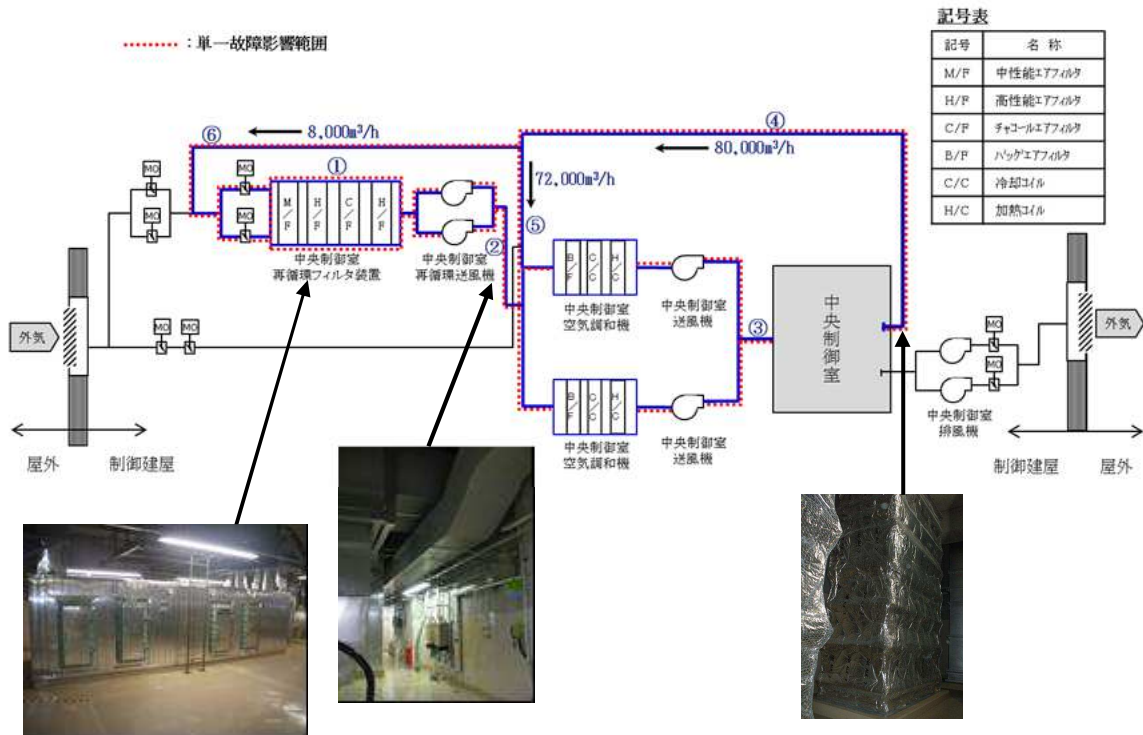
フィルタ取替よりも修復期間を要するダクトの修復を対象に、中央制御室換気

空調系のダクトを修復する際の影響について、原子炉冷却材喪失（仮想事故ベース）を対象とし、3日間の作業を考慮して被ばく評価を行った。評価条件を第2.3-18表に示す。

事故期間中（30日間）、放出される放射性よう素、大気拡散条件等から求めた中央制御室内のよう素濃度を踏まえ、事故期間中における中央制御室非常用給気フィルタユニット（フィルタ表面及びフィルタ表面から1m離れた場所）の線量率を評価した。評価結果を第2.3-19表及び第2.3-20表に示す。

評価結果より、現場での3日間（72時間）の修復作業における被ばく量は、保守的にフィルタ表面での線量率を基に評価した場合で約13.4mSvであるが、実際の修復作業を考慮し、フィルタ表面から1m離れた場所での線量率を基に評価した結果は約6.6mSvであり、緊急作業時における許容実効線量100mSvに照らしても、補修可能であることを確認した。第2.3-3図に故障を想定する箇所を考え方を示す。

実際には、作業員を交替しての作業となり、さらに被ばく量を低減できると考える。



故障 想定 箇所	評価	最も過酷な条件	
		作業員 被ばく	運転員 被ばく
①	フィルタの閉塞により、よう素除去機能が喪失し、中央制御室の雰囲気は外気と同じ状態となる。	○ (線量)	○
②	設計で考慮している外気リークイン量に加え、全周破断箇所から、再循環送風機の100%容量(8,000 m <sup>3</sup> /h)に相当する外気がフィルタを通過せず系統内に流入する。	—	—
③	全周破断により中央制御室に送風されないため、中央制御室の雰囲気は外気同様になる。	○ (期間)	○
④	設計で考慮している外気リークイン量に加え、全周破断箇所から、送風機の100%容量(80,000 m <sup>3</sup> /h)に相当する外気が系統内に流入する。	○ (期間)	—
⑤	設計で考慮している外気リークイン量に加え、全周破断箇所から、送風機のほぼ100%容量(72,000 m <sup>3</sup> /h)に相当する外気が系統内に流入する。	○ (期間)	—
⑥	設計で考慮している外気リークイン量に加え、全周破断箇所から、再循環送風機の100%容量(8,000 m <sup>3</sup> /h)に相当する外気がフィルタを通過して系統内に流入する。	—	—

第 2.3-3 図 単一故障箇所の選定 (中央制御室換気空調系の場合)

第 2.3-2 表 線量評価条件  
(原子炉冷却材喪失 (仮想事故) - 再循環フィルタ装置閉塞)

項 目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失 (仮想事故)
原子炉熱出力	2,540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
事故後, 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	炉内蓄積量の内 希ガス 100% よう素 50%
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	有機よう素 10% 無機よう素 90%
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の内, 原子炉格納容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等による低減 (分配係数)	無機よう素 100 希ガス・有機よう素については考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
非常用ガス処理系の換気率	0.5 回/day
非常用ガス処理系のよう素除去効率	95%
事故の評価期間	30 日
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件 (室内作業時)	$\chi/Q : 1.4 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ $D/Q : 5.7 \times 10^{-20} \text{ Gy/Bq}$ (2012 年 1 月~2012 年 12 月の気象データに基づき NISA 内規 <sup>※2</sup> に従って評価された相対濃度, 相対線量) <sup>※1</sup>
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して, 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : $2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ I-132 : $3.1 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ I-133 : $4.0 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ I-134 : $1.5 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ I-135 : $9.2 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h
直交代	5 直 3 交替

※1 気象データの妥当性について補足説明資料 2 に示す。

※2 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)



第 2.3-3 表 線量評価条件（中央制御室換気空調系）  
 （原子炉冷却材喪失（仮想事故）－再循環フィルタ装置閉塞）

項 目	評価条件
事故時における外気取り込み方法	外気連続少量取込
中央制御室換気空調設備処理空間容積	14,000 m <sup>3</sup> （1,2号炉合計）
再循環フィルタ装置流量	0分～20分：0 m <sup>3</sup> /h 20分～1日：8,000 m <sup>3</sup> /h 1日～30日：0 m <sup>3</sup> /h
チャコールフィルタ効率	0分～20分：0 % 20分～1日：90 % 1日～30日：0 %
事故時外気取り込み量	500 m <sup>3</sup> /h* <sup>1</sup>
外気リークイン量	14,000 m <sup>3</sup> /h（1回/h）* <sup>2</sup>
事故時運転モードへの切替時間	20分
静的機器の単一故障	中央制御室再循環フィルタ装置閉塞

※1 被ばく評価では、保守的になるよう外気を取り込みを考慮している。

※2 空気流入率試験結果を基に保守的に設定（補足説明資料3参照）

第 2.3-4 表 大気中に放出される放射エネルギー  
 （原子炉冷却材喪失（仮想事故）－再循環フィルタ装置閉塞）

項 目	評価結果
ヨウ素の放出量 （I-131 等価量）	約 3.1×10 <sup>14</sup> Bq
希ガスの放出量 （γ線エネルギー 0.5MeV 換算）	約 1.7×10 <sup>16</sup> Bq

第 2.3-5 表 線量評価結果  
 (原子炉冷却材喪失 (仮想事故) - 再循環フィルタ装置閉塞)

被ばく経路		評価結果
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質から $\gamma$ 線による中央制御室内での被ばく	約 $5.7 \times 10^{-2}$ mSv
	② 大気中へ放出された放射性物質による中央制御室での被ばく	約 $4.2 \times 10^{-2}$ mSv
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $8.1 \times 10^{-1}$ mSv
	小計 (①+②+③)	約 $9.1 \times 10^{-1}$ mSv
入退域	④ 原子炉建屋内の放射性物質からの $\gamma$ 線による入退域での被ばく	約 $7.1 \times 10^{-1}$ mSv
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 $5.4 \times 10^{-2}$ mSv
	小計 (④+⑤)	約 $7.6 \times 10^{-1}$ mSv
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.7 mSv

第 2.3-6 表 線量評価条件  
(原子炉冷却材喪失 (仮想事故) -ダクト全周破断)

項 目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失 (仮想事故)
原子炉熱出力	2,540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
事故後, 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	炉内蓄積量の内 希ガス 100% よう素 50%
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	有機よう素 10% 無機よう素 90%
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の内, 原子炉格納容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等による低減 (分配係数)	無機よう素 100 希ガス・有機よう素については考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
非常用ガス処理系の換気率	0.5回/day
非常用ガス処理系のよう素除去効率	95%
事故の評価期間	30 日
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件 (室内作業時)	$\chi/Q : 1.4 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ $D/Q : 5.7 \times 10^{-20} \text{ Gy/Bq}$ 〔2012年1月～2012年12月の気象データに基づき NISA 内規※2に従って評価された相対濃度, 相対線量〕※1
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して, 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : $2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ I-132 : $3.1 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ I-133 : $4.0 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ I-134 : $1.5 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ I-135 : $9.2 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h
直交代	5直3交替

※1 気象データの妥当性について補足説明資料2に示す。

※2 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)

第 2.3-7 表 線量評価条件（中央制御室換気空調系）  
（原子炉冷却材喪失（仮想事故）－ダクト全周破断）

項 目	評価条件
事故時における外気取り込み方法	外気連続少量取込
中央制御室換気空調設備処理空間容積	14,000 m <sup>3</sup> （1,2号炉合計）
再循環フィルタ装置流量	0分～20分：0 m <sup>3</sup> /h 20分～30日：8,000 m <sup>3</sup> /h
チャコールフィルタ効率	0分～20分：0 % 20分～30日：90 %
事故時外気取り込み量	500 m <sup>3</sup> /h* <sup>1</sup>
外気リークイン量	0～1日：14,000 m <sup>3</sup> /h（1回/h）* <sup>2</sup> 1～30日：94,000 m <sup>3</sup> /h
事故時運転モードへの切替時間	20分
静的機器の単一故障	中央制御室換気空調系ダクト全周破断

※1 被ばく評価では、保守的になるよう外気を取り込みを考慮している。

※2 空気流入率試験結果を基に保守的に設定（補足説明資料3参照）

第 2.3-8 表 大気中に放出される放射エネルギー  
（原子炉冷却材喪失（仮想事故）－ダクト全周破断）

項 目	評価結果
ヨウ素の放出量 （I-131 等価量）	約 3.1×10 <sup>14</sup> Bq
希ガスの放出量 （γ線エネルギー 0.5MeV 換算）	約 1.7×10 <sup>16</sup> Bq

第 2.3-9 表 線量評価結果  
 (原子炉冷却材喪失 (仮想事故) -ダクト全周破断)

被ばく経路		評価結果
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質から $\gamma$ 線による中央制御室内での被ばく	約 $5.7 \times 10^{-2}$ mSv
	② 大気中へ放出された放射性物質による中央制御室での被ばく	約 $4.2 \times 10^{-2}$ mSv
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $7.6 \times 10^{-1}$ mSv
	小計 (①+②+③)	約 $8.6 \times 10^{-1}$ mSv
入退域	④ 原子炉建屋内の放射性物質からの $\gamma$ 線による入退域での被ばく	約 $7.1 \times 10^{-1}$ mSv
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 $5.4 \times 10^{-2}$ mSv
	小計 (④+⑤)	約 $7.6 \times 10^{-1}$ mSv
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.7 mSv

第 2.3-10 表 線量評価条件  
(主蒸気管破断事故 (仮想事故) - 再循環フィルタ装置閉塞)

項 目	評価条件
原子炉熱出力	2,540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
事故後, 燃料から原子炉圧力容器水中に追加放出される核分裂生成物の量	希ガス 100% 有機よう素 10% 無機よう素 90%
有機よう素が加水分解等で減少した後, 気相部に放出される割合	10%
無機よう素等が気相部にキャリーオーバーされる割合	2%
主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出される核分裂生成物の割合	追加放出された核分裂生成物の内 1%
主蒸気隔離弁閉止後に冷却材中に放出される核分裂生成物の割合	追加放出された核分裂生成物の内 99%
主蒸気隔離弁閉止後の蒸気漏えい率	120%/d (無限期間)
タービン建屋内の無機よう素等の沈着割合	0%
事故の評価期間	30 日
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件 (室内作業時)	$\chi / Q : 2.0 \times 10^{-3} \text{ s/m}^3$ $D / Q : 7.8 \times 10^{-18} \text{ Gy/Bq}$ (2012 年 1 月 ~ 2012 年 12 月の気象データに基づき NISA 内規 <sup>※2</sup> に従って評価された相対濃度, 相対線量) <sup>※1</sup>
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して, 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h
直交代	5 直 3 交替

※1 気象データの妥当性について補足説明資料 2 に示す。

※2 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)

第 2.3-11 表 線量評価条件（中央制御室換気空調系）  
 （主蒸気管破断事故（仮想事故）－再循環フィルタ装置閉塞）

項 目	評価条件
事故時における外気取り込み方法	外気連続少量取込
中央制御室換気空調設備処理空間容積	14,000 m <sup>3</sup> （1,2号炉合計）
再循環フィルタ装置流量	0分～20分：0 m <sup>3</sup> /h 20分～1日：8,000 m <sup>3</sup> /h 1日～30日：0 m <sup>3</sup> /h
チャコールフィルタ効率	0分～20分：0 % 20分～1日：90 % 1日～30日：0 %
事故時外気取り込み量	500 m <sup>3</sup> /h* <sup>1</sup>
外気リークイン量	14,000 m <sup>3</sup> /h（1回/h）* <sup>2</sup>
事故時運転モードへの切替時間	20分
静的機器の単一故障	中央制御室再循環フィルタ装置閉塞

※1 被ばく評価では、保守的になるよう外気を取り込みを考慮している。

※2 空気流入率試験結果を基に保守的に設定（補足説明資料3参照）

第 2.3-12 表 大気中に放出される放射能量  
 （主蒸気管破断事故（仮想事故）－再循環フィルタ装置閉塞）

項 目	評価結果	
	主蒸気隔離弁 閉止前	主蒸気隔離弁 閉止後
よう素の放出量 （I-131 等価量）	約 3.0×10 <sup>11</sup> Bq	約 4.6×10 <sup>11</sup> Bq
希ガスの放出量 （γ線エネルギー 0.5MeV 換算）	約 3.0×10 <sup>12</sup> Bq	約 1.9×10 <sup>13</sup> Bq
ハロゲン等の放出量 （γ線エネルギー 0.5MeV 換算）	約 1.2×10 <sup>13</sup> Bq	約 1.3×10 <sup>12</sup> Bq

第 2.3-13 表 線量評価結果  
 (主蒸気管破断事故 (仮想事故) - 再循環フィルタ装置閉塞)

被ばく経路		評価結果
室内作業時	⑥ 原子炉建屋内の放射性物質から $\gamma$ 線による中央制御室内での被ばく	約 $6.1 \times 10^{-3}$ mSv
	⑦ 大気中へ放出された放射性物質による中央制御室での被ばく	約 $8.7 \times 10^{-3}$ mSv
	⑧ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $1.8 \times 10^0$ mSv
	小計 (①+②+③)	約 $1.8 \times 10^0$ mSv
入退域	⑨ 原子炉建屋内の放射性物質からの $\gamma$ 線による入退域での被ばく	約 $1.5 \times 10^{-3}$ mSv
	⑩ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 $6.5 \times 10^{-2}$ mSv
	小計 (④+⑤)	約 $6.7 \times 10^{-2}$ mSv
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.9 mSv



第 2.3-14 表 線量評価条件  
(主蒸気管破断事故 (仮想事故) -ダクト全周破断)

項 目	評価条件
原子炉熱出力	2,540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
事故後,燃料から原子炉圧力容器水中に追加放出される核分裂生成物の量	希ガス 100% 有機よう素 10% 無機よう素 90%
有機よう素が加水分解等で減少した後,気相部に放出される割合	10%
無機よう素等が気相部にキャリーオーバーされる割合	2%
主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出される核分裂生成物の割合	追加放出された核分裂生成物の内 1%
主蒸気隔離弁閉止後に冷却材中に放出される核分裂生成物の割合	追加放出された核分裂生成物の内 99%
主蒸気隔離弁閉止後の蒸気漏えい率	120%/d (無限期間)
タービン建屋内の無機よう素等の沈着割合	0%
事故の評価期間	30 日
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件 (室内作業時)	$\chi/Q : 2.0 \times 10^{-3} \text{ s/m}^3$ $D/Q : 7.8 \times 10^{-18} \text{ Gy/Bq}$ ※1 (2012年1月~2012年12月の気象データに基づき) (NISA内規※2に従って評価された相対濃度,相対線量)
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して,成人実効線量換算係数を使用 I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h
直交代	5直3交替

※1 気象データの妥当性について補足説明資料2に示す。

※2 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)

第 2.3-15 表 線量評価条件（中央制御室換気空調系）  
（主蒸気管破断事故（仮想事故）－ダクト全周破断）

項 目	評価条件
事故時における外気取り込み方法	外気連続少量取込
中央制御室換気空調設備処理空間容積	14,000 m <sup>3</sup> （1,2号炉合計）
再循環フィルタ装置流量	0分～20分：0 m <sup>3</sup> /h 20分～30日：8,000 m <sup>3</sup> /h
チャコールフィルタ効率	0分～20分：0 % 20分～30日：90 %
事故時外気取り込み量	500 m <sup>3</sup> /h <sup>*1</sup>
外気リークイン量	0～1日：14,000 m <sup>3</sup> /h（1回/h） <sup>*2</sup> 1～30日：94,000 m <sup>3</sup> /h
事故時運転モードへの切替時間	20分
静的機器の単一故障	中央制御室換気空調系ダクト全周破断

※1 被ばく評価では、保守的になるよう外気を取り込みを考慮している。

※2 空気流入率試験結果を基に保守的に設定（補足説明資料3参照）

第 2.3-16 表 大気中に放出された放射エネルギー  
（主蒸気管破断事故（仮想事故）－ダクト全周破断）

項 目	評価結果	
	主蒸気隔離弁 閉止前	主蒸気隔離弁 閉止後
ヨウ素の放出量 （I-131 等価量）	約 3.0×10 <sup>11</sup> Bq	約 4.6×10 <sup>11</sup> Bq
希ガスの放出量 （γ線エネルギー 0.5MeV 換算）	約 3.0×10 <sup>12</sup> Bq	約 1.9×10 <sup>13</sup> Bq
ハロゲン等の放出量 （γ線エネルギー 0.5MeV 換算）	約 1.2×10 <sup>13</sup> Bq	約 1.3×10 <sup>12</sup> Bq

第 2.3-17 表 線量評価結果  
 (主蒸気管破断事故 (仮想事故) -ダクト全周破断)

被ばく経路		評価結果
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質から $\gamma$ 線による中央制御室内での被ばく	約 $6.9 \times 10^{-3}$ mSv
	② 大気中へ放出された放射性物質による中央制御室での被ばく	約 $8.7 \times 10^{-3}$ mSv
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $1.7 \times 10^0$ mSv
	小計 (①+②+③)	約 $1.7 \times 10^0$ mSv
入退域	④ 原子炉建屋内の放射性物質からの $\gamma$ 線による入退域での被ばく	約 $1.5 \times 10^{-3}$ mSv
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 $6.5 \times 10^{-2}$ mSv
	小計 (④+⑤)	約 $6.7 \times 10^{-2}$ mSv
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.8 mSv

第 2.3-18 表 中央制御室換気空調系修復時の線量評価に係る評価条件

項 目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故ベース）
原子炉熱出力	2, 540MWt（定格熱出力の約 105%）
原子炉運転時間	2000 日
事故後，原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	炉内蓄積量の内 希ガス 100% よう素 50%
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	有機よう素 10% 無機よう素 90%
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の内，原子炉格納容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等による低減（分配係数）	無機よう素 100 希ガス・有機よう素については考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
非常用ガス処理系の換気率	0.5 回/day
非常用ガス処理系のよう素除去効率	95%
事故の評価期間	30 日
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	$\chi / Q : 1.4 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ $D / Q : 5.7 \times 10^{-20} \text{ Gy/Bq}$ 〔2012 年 1 月～2012 年 12 月の気象データに基づき〕※1 〔NISA 内規※2 に従って評価された相対濃度，相対線量〕
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して，成人実効線量換算係数を使用 I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h

※1 気象データの妥当性について補足説明資料 2 に示す。

※2 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

第 2.3-19 表 中央制御室換気空調系修復時の線量評価に係る大気放出量

項 目	評価結果
よう素の放出量 (I-131 等価量)	約 $3.1 \times 10^{14}$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $1.7 \times 10^{16}$ Bq

第 2.3-20 表 中央制御室換気空調系修復時の線量率

想定事故	被ばく経路	線 量 率	
		表 面	at 1 m
原子炉冷却材喪失 (仮想事故ベース)	フィルタからの直接ガンマ線 による被ばく	約 $1.1 \times 10^{-1}$ mSv/h	約 $1.5 \times 10^{-2}$ mSv/h
	原子炉建屋からの直接ガンマ線 及びスカイシャインガンマ線に よる被ばく※	約 $7.1 \times 10^{-2}$ mSv/h	
	大気中へ放出された放射性物質 による被ばく※	約 $5.4 \times 10^{-3}$ mSv/h	
	合 計	約 $1.9 \times 10^{-1}$ mSv/h	約 $9.1 \times 10^{-2}$ mSv/h

※中央制御室換気空調系は屋内に設置しているが、修復時には空調ガラリ等の開口部を考慮し、保守的に屋外と同じ環境として評価

## 2.4 格納容器スプレイ系の基準適合性

### (1) 格納容器スプレイ系の代替性及び影響評価

格納容器スプレイ系は、事故時の原子炉格納容器の冷却機能を有しており、通常待機状態である。通常状態のうち運転中については、窒素環境にあり、定期点検中は空気環境となる。

機能が要求される事故時においては、使用環境が悪化（温度、湿度、雰囲気等）するものの、事故時の環境条件を想定した設計をしており、問題とはならない。

また、耐震 S クラスで設計されており、信頼性は高い。

当該系統の単一設計箇所について、単一故障を仮定した場合の代替性及び公衆の被ばくの観点から、設置許可基準規則第 12 条の解釈 5 に記載されている「単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。」に適合することを確認した。

### (2) 故障の想定

単一設計としているドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管に想定される過酷な条件として、故障（劣化）モードからは微小な腐食程度しか考えられないが、保守的な想定として全周破断若しくは閉塞について検討した。

#### a. 全周破断の想定

単一設計としているドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管には微小な腐食程度しか考えられないが、最も過酷な条件として、腐食の進展から全周破断を想定する。

##### (a) 故障想定箇所

ドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管はリング形状になっており、また、接続される配管は多重化されていることから、プレイ管のどの部位で故障を想定しても同様の結果となる。

##### (b) 故障の発生時期

故障の発生を仮定する時期は、設置許可基準規則第 12 条の解釈 5 に従い、低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モードに切替える事故発生 15 分後とする。

#### b. 閉塞の想定

ドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管の閉塞について、異物及び外部衝撃の観点から検討した。

異物の観点からは、ドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管は、いずれも気相部に配置しており、通常状態において、内部に異物が混入することはない。また、機能が要求される事故時においても、内部流体はサブプレッションチェンバ吸込口に設置したストレーナを經由した水であることから閉

塞することは考えられない。(ストレーナのメッシュサイズ 1.6mm に対して、ドライウェルスプレイ管は内径約 230mm, サプレッションチェンバースプレイ管は内径約 100mm の十分大きな流路があり, スプレイノズルについても中心穴最小口径： 矩形部最小寸法： の多重流路で構成されている)

また、ストレーナからスプレイ管までの流路については、閉塞の原因は内部構成部品（弁体、ポンプインペラ）の脱落が考えられるが、これらは多重化された配管に設置されており、重量及び形状からスプレイ管を閉塞させる事象は考えられない。

外部からの衝撃の観点からは、外部から衝撃が加わるような機器がないため、配管の変形により、スプレイ管が完全に閉塞することは考えられない。

以上より、内部構成品の損傷による閉塞及び外部からの衝撃による閉塞の可能性を検討したが、いずれにおいても閉塞事象は発生しないと考える。

第 2.4-1 表に故障の想定とその対応について整理した。

第 2.4-1 表 格納容器スプレイ系単一設計箇所における故障想定と対応整理表

系統	故障想定箇所	故障	故障(劣化)モード	発生の可能性	最も過酷な条件
格納容器 スプレイ系	ドライウェル スプレイ管及 びサプレッ ションチェン バ スプレイ管	全周破断	腐食	△ (考えにくい)	○
		腐食孔	腐食	○ (想定される)	
		閉塞	なし	× (考えられない)	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### (3) 想定される故障に対する影響評価

#### a. 評価（解析）条件

原子炉冷却材喪失時においては、炉心再冠水後に非常用炉心冷却系である低圧注水モードによる注水から、格納容器スプレイ冷却モードへの切替えを事故発生15分後に行う。この切替え時に、スプレイ流量の多いドライウエル側のスプレイ管に全周破断の単一故障を想定した（サブプレッションチェンバ側のスプレイ管は健全）。切替え後においては、残留熱除去系2系統が使用でき、単一故障想定を行った格納容器スプレイ系の他に、他の1系統を用いて、サブプレッションプール水の冷却が行える。

ここでは、1系統が格納容器スプレイをドライウエル側のスプレイ管が全周破断した状態で継続し、さらに1系統がサブプレッションプール水冷却モードで運転している条件で解析を実施した。解析条件を第2.4-2表に示す。

#### b. 評価（解析）結果

解析の結果、格納容器の最高使用温度（D/W：171℃，S/C：104℃）、最高使用圧力（427kPa[gage]）を満足することを確認した。解析結果を第2.4-3表及び第2.4-1図に示す。

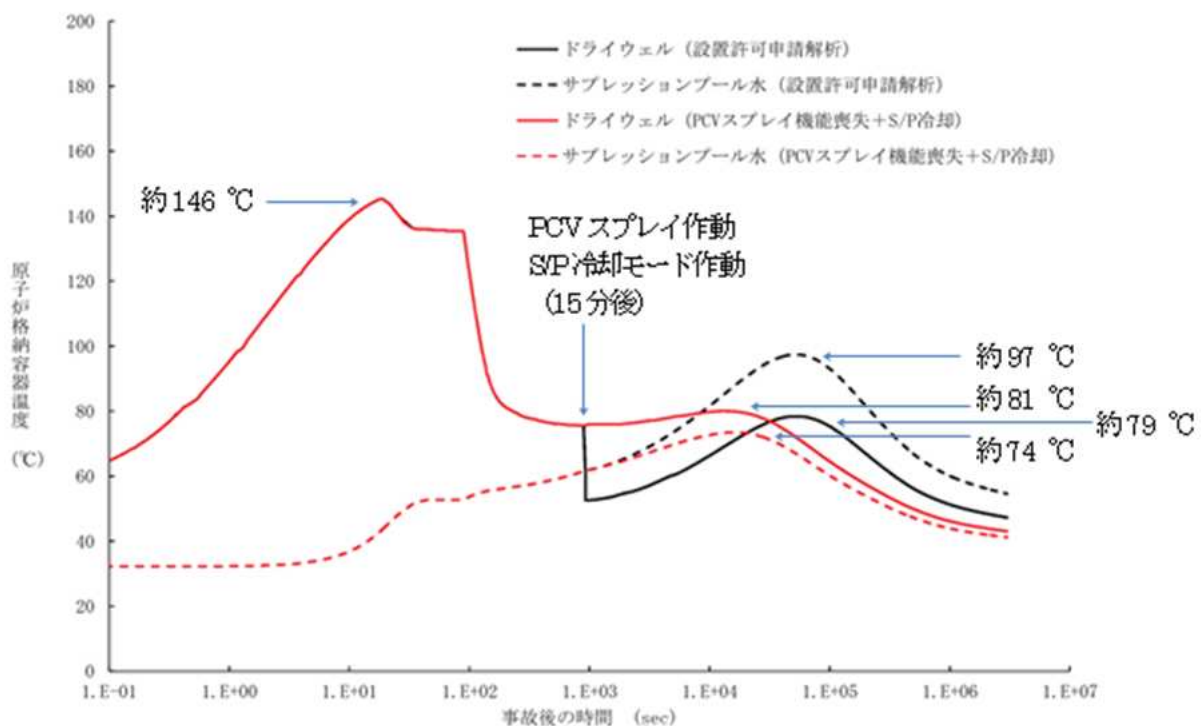
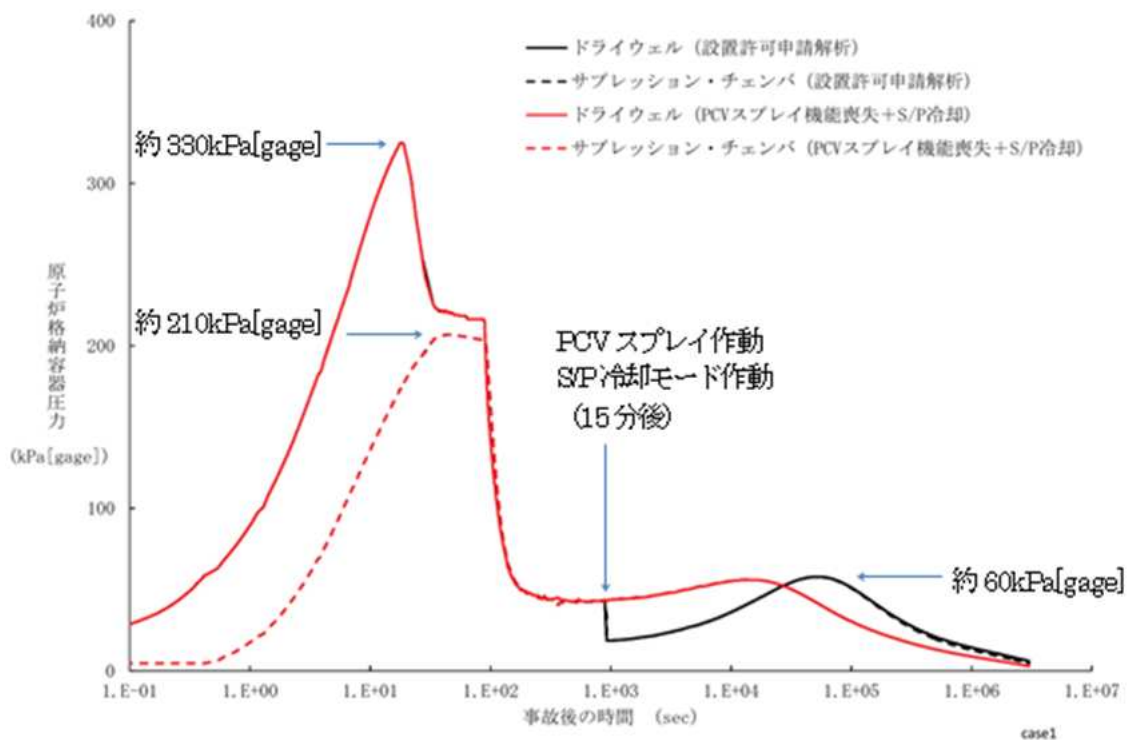


第 2.4-2 表 解析条件

項 目	解析条件
事故条件	再循環配管の瞬時完全破断
原子炉出力	2, 540Mwt (定格熱出力の約 105%)
静的機器の故障	ドライウェルスプレイ管の全周破断
格納容器スプレイ流量	約 1, 160 m <sup>3</sup> /h
格納容器スプレイ開始	事象発生 15 分後
サブプレッションプール水冷却モード投入	事象発生 15 分後
原子炉格納容器自由体積	ドライウェル空間部：約 7900 m <sup>3</sup> ウェットウェル空間部：約 4700 m <sup>3</sup>
格納容器初期圧力	5kPa[gage]
ドライウェル初期温度	57℃
サブプレッションプール水量	約 2800 m <sup>3</sup>
サブプレッションプール初期水温	32 ℃

第 2.4-3 表 解析結果

項 目	解析結果		判断基準
	D/W スプレイ全周破断 S/C スプレイ健全 S/C 冷却	D/W スプレイ全周破断 S/C スプレイ全周破断	
原子炉格納容器最高温度	約 146 ℃	約 146 ℃	171℃
原子炉格納容器最高圧力	約 330 kPa[gage]	約 330 kPa[gage]	427kPa[gage]
サブプレッションプール水最高水温	約 74 ℃	約 97 ℃	104℃
サブプレッションプール最高圧力	約 210 kPa[gage]	約 210 kPa[gage]	427kPa[gage]



第 2. 4-1 図 原子炉格納容器健全性解析結果 (サブプレッションプール水冷却モード作動)

c. 格納容器スプレイ系の機能喪失時の敷地境界線量

原子炉冷却材喪失時において格納容器スプレイ系のスプレイ機能喪失を想定した場合の敷地境界線量を評価した。

評価においては、無機よう素が格納容器スプレイ水によって除去される効果が単一故障発生後に機能喪失し、気液分配係数が0として、敷地境界線量を評価した。評価条件を第2.4-4表に示す。

格納容器スプレイ系の機能喪失時において、敷地境界線量を評価した結果、実効線量は約 $2.7 \times 10^{-4}$  mSvであり、基準である5mSvを満足することを確認した。

評価結果を第2.4-5表及び第2.4-6表に示す。

第 2.4-4 表 線量評価条件 (格納容器スプレイ機能喪失時)

項 目	評価条件
原子炉熱出力	2, 540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
事故後, 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	燃料からの追加放出量の内 希ガス 100%, よう素 100% 冷却材中からの放出量の内 希ガス 0%, よう素 100%
原子炉格納容器に放出される よう素の形態	有機よう素 4% 無機よう素 96%
原子炉格納容器に放出される 核分裂生成物の内, 原子炉 格納容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等 による低減 (分配係数)	単一故障発生前: 無機よう素 100 単一故障発生後: 考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
非常用ガス処理系の換気率	0.5 回/day
非常用ガス処理系のよう素 除去効率	99%
非常用ガス処理系のよう素 除去効率	非常用ガス処理系を通じて非常用ガス処理系の換気率にて 排気筒放出 (フィルタの効果を考慮する)
事故の評価期間	無限期間
実効放出継続時間	よう素, 希ガスともに 24 時間
環境に放出された放射性物質の大 気中の拡散条件	・排気筒放出 $\chi/Q : 2.4 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ , $D/Q : 9.3 \times 10^{-20} \text{ Gy/Bq}$ (2012 年 1 月~2012 年 12 月の気象データに基づき 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」 に従って評価した相対濃度及び相対線量) ※
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して, 小児実効線量換算係数を使用 I-131 : $1.6 \times 10^{-4}$ mSv/Bq I-132 : $2.3 \times 10^{-6}$ mSv/Bq I-133 : $4.1 \times 10^{-5}$ mSv/Bq I-134 : $6.9 \times 10^{-7}$ mSv/Bq I-135 : $8.5 \times 10^{-6}$ mSv/Bq
呼吸率	5.16 m <sup>3</sup> /d

※ 気象データの妥当性について補足説明資料 2 に示す。

第 2.4-5 表 放出放射エネルギー (格納容器スプレイ機能喪失時)

項目	評価結果
ヨウ素の放出量 (I-131 等価量 - 小児実効線量係数換算)	約 $9.5 \times 10^9$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $5.6 \times 10^{11}$ Bq

第 2.4-6 表 敷地境界線量 (格納容器スプレイ機能喪失時)

項目	評価結果
ヨウ素の内部被ばくによる実効線量	約 $2.2 \times 10^{-4}$ mSv
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $5.2 \times 10^{-5}$ mSv
直接線・スカイシャイン線による実効線量	約 $1.9 \times 10^{-6}$ mSv
合計	約 $2.7 \times 10^{-4}$ mSv

重要度の特に高い安全機能を有する系統の抽出について

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				女川原子力発電所 2号炉		重要度が特に高い安全機能
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器		
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。）	原子炉圧力容器 原子炉再循環ポンプ 配管、弁 原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁 制御棒駆動機構ハウジング 中性子束モニタハウジング		(対象外) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能 (対象外)
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	制御棒カップリング		未臨界維持機能
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、制御棒案内管、燃料支持金具、燃料集合体（ただし、燃料を除く。））	炉心シュラウド シュラウドサポート 上部格子板 炉心支持板 燃料支持金具 制御棒案内管 制御棒駆動機構ハウジング 燃料集合体（上部タイププレート） 燃料集合体（下部タイププレート） 燃料集合体（スペーサ）	チャンネルボックス	(対象外)
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））	制御棒 制御棒案内管 制御棒駆動機構	水圧制御ユニット（スクラムパイロット弁、スクラム弁、アキュムレータ、窒素容器、配管、弁）	原子炉の緊急停止機能
		2) 未臨界維持機能	原子炉停止系（制御棒による系、ほう酸水注入系）	制御棒 制御棒カップリング ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ、注入弁、タンク出口弁、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ吸込配管及び弁、注入配管及び弁）	・制御棒駆動機構 ・制御棒駆動機構ハウジング	未臨界維持機能
		3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	主蒸気逃がし安全弁（安全弁としての開機能）		原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
		4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、逃がし安全弁（手動逃がし機能）、自動減圧系（手動逃がし機能））	残留熱除去系（ポンプ、熱交換器、原子炉停止時冷却モードのルートとなる配管及び弁） 原子炉隔離時冷却系（ポンプ、サブプレッションプール、タービン、サブプレッションプールから注水先までの配管、弁）	熱交換器バイパス配管及び弁 ・タービンへの蒸気供給配管、弁 ・ポンプミニマムフローラインの配管、弁 ・サブプレッションプールストレナ ・復水貯蔵タンク ・復水貯蔵タンク出口水源切替弁 ・ポンプの復水貯蔵タンクからの吸込配管、弁 ・潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				女川原子力発電所 2号炉		重要度が特に高い安全機能
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器		
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレィ系、逃がし安全弁（手動逃がし機能）、自動減圧系（手動逃がし機能））	高圧炉心スプレィ系（ポンプ、サブプレッションプール、サブプレッションプールからスプレィ先までの配管、弁、スプレィヘッド）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプミニマムフローラインの配管、弁</li> <li>・サブプレッションプールストレーナ</li> <li>・復水貯蔵タンク</li> <li>・復水貯蔵タンク出口水源切替弁</li> <li>・ポンプの復水貯蔵タンクからの吸込配管、弁</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</li> <li>・原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能</li> </ul>
				主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能）	原子炉圧力容器から主蒸気逃がし安全弁までの主蒸気配管	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</li> <li>・原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</li> </ul>
					駆動用窒素源（アキュムレータ、アキュムレータから主蒸気逃がし安全弁までの配管、弁）	圧縮空気供給機能
				自動減圧系（手動逃がし機能）	原子炉圧力容器から主蒸気逃がし安全弁までの主蒸気配管	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</li> <li>・原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</li> </ul>
					駆動用窒素源（アキュムレータ、アキュムレータから主蒸気逃がし安全弁までの配管、弁）	圧縮空気供給機能
		5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレィ系、低圧注水系、高圧炉心スプレィ系、自動減圧系）	残留熱除去系（低圧注水モード）（ポンプ、サブプレッションプール、サブプレッションプールから注水先までの配管、弁（熱交換器バイパスライン含む）、注水ヘッド）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプミニマムフローラインの配管、弁</li> <li>・サブプレッションプールストレーナ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能</li> <li>・事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能</li> </ul>
				低圧炉心スプレィ系（ポンプ、サブプレッションプール、サブプレッションプールからスプレィ先までの配管、弁、スプレィヘッド）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプミニマムフローラインの配管、弁</li> <li>・サブプレッションプールストレーナ</li> </ul>	
				高圧炉心スプレィ系（ポンプ、サブプレッションプール、サブプレッションプールからスプレィ先までの配管、弁、スプレィヘッド）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプミニマムフローラインの配管、弁</li> <li>・サブプレッションプールストレーナ</li> <li>・復水貯蔵タンク</li> <li>・復水貯蔵タンク出口水源切替弁</li> <li>・ポンプの復水貯蔵タンクからの吸込配管、弁</li> </ul>	
				自動減圧系（主蒸気逃がし安全弁）	原子炉圧力容器から主蒸気逃がし安全弁までの主蒸気配管	
		駆動用窒素源（アキュムレータ、アキュムレータから主蒸気逃がし安全弁までの配管、弁）	圧縮空気供給機能			

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				女川原子力発電所 2号炉		重要度が特に高い安全機能			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器					
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器（格納容器本体、貫通部、所員用エアロック、機器搬出入用ハッチ）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント管</li> <li>・スプレイ管</li> <li>・真空破壊弁</li> <li>・主蒸気逃がし安全弁排気管のクエンチャ</li> </ul>	(対象外)			
				原子炉建屋（原子炉建屋原子炉棟）	原子炉棟給排気隔離弁	(対象外)			
				原子炉格納容器隔離弁及び格納容器パウンダリ配管	主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源（アキュムレータ、アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管、弁）	原子炉格納容器パウンダリを構成する配管の隔離機能			
				主蒸気流量制限器		圧縮空気供給機能			
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（ポンプ、熱交換器、サブプレッションプール、サブプレッションプールからスプレイ先（ドライウエル及びサブプレッションプール気相部）までの配管、弁、スプレイヘッド（ドライウエル及びサブプレッションプール））	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプミニマムフローラインの配管、弁</li> <li>・サブプレッションプールストレナ</li> </ul>	(対象外)			
				非常用ガス処理系（乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒までの配管、排気筒、弁）	乾燥装置（乾燥機能部分）	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能			
				可燃性ガス濃度制御系（再結合装置、格納容器から再結合装置までの配管、弁、再結合装置から格納容器までの配管、弁）	残留熱除去系（再結合装置への冷却水供給をつかさどる部分）	格納容器内の可燃性ガス制御機能			
				遮へい設備（原子炉遮へい壁、一次遮へい壁、二次遮へい壁）		(対象外)			
				2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	安全保護系	原子炉保護系の安全保護回路		原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能
							<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路</li> <li>・主蒸気隔離の安全保護回路</li> <li>・原子炉格納容器隔離の安全保護回路</li> <li>・非常用ガス処理系作動の安全保護回路</li> </ul>		工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能
			非常用所内電源系、制御室及びその遮へい、非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系（いずれも、MS-1関連のもの）	非常用所内電源設備（ディーゼル機関、発電機、発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料系（デイトンクからディーゼル機関まで）</li> <li>・始動用空気系（空気だめからディーゼル機関まで）</li> <li>・吸気系</li> <li>・冷却水系</li> <li>・潤滑油系</li> <li>・燃料移送系（軽油タンクからデイトンクまで）</li> <li>・軽油タンク</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用の交流電源機能</li> <li>・非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</li> </ul>			



発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				女川原子力発電所 2号炉		重要度が特に高い安全機能
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器		
MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室及びその遮へい、非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系（いずれも、MS-1関連のもの）	中央制御室及び中央制御室遮へい		(対象外)
				中央制御室換気空調系（放射線防護機能及び有毒ガス防護機能）（再循環送風機、再循環フィルタ装置、空調和装置、送風機、排風機、ダクト及びダンパ）		原子炉制御室非常用換気空調機能
				原子炉補機冷却水系（ポンプ、熱交換器、非常用系負荷冷却ライン配管、弁（MS-1関連））	サージタンク	補機冷却機能
				高圧炉心スプレイ補機冷却水系（ポンプ、熱交換器、配管、弁）	サージタンク	
				原子炉補機冷却海水系（ポンプ、配管、弁、ストレーナ（MS-1関連））	・ストレーナ（異物除去機能をつかさどる部分） ・取水路（屋外トレンチ含む）	冷却用海水供給機能
				高圧炉心スプレイ補機冷却海水系（ポンプ、配管、弁、ストレーナ）	・ストレーナ（異物除去機能をつかさどる部分） ・取水路（屋外トレンチ含む）	
				直流電源設備（蓄電池、蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路（MS-1関連））		・非常用の直流電源機能 ・非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
計測制御用電源設備（蓄電池から非常用計測制御装置までの配電設備及び電路（MS-1関連））		非常用の計測制御用直流電源機能				
PS-2	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1)原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。）	主蒸気系、原子炉冷却材浄化系（いずれも、格納容器隔離弁の外側のみ）	原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材圧力バウンダリ以外の部分）		(対象外)
				主蒸気系（原子炉冷却材圧力バウンダリ以外の部分）		
				原子炉隔離時冷却系（原子炉冷却材圧力バウンダリ以外の部分でタービン止め弁まで）		
	2)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの）、使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）	気体廃棄物処理系（活性炭式希ガスホールドアップ装置）		(対象外)	
			使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）			
			新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（新燃料貯蔵ラック）			
3)燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料交換機	原子炉ウエル	(対象外)		
		原子炉建屋クレーン				
2)通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	1)安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	主蒸気逃がし安全弁（吹き止まり機能）		(対象外)	

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				女川原子力発電所 2号炉		重要度が特に高い安全機能
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器		
MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系 (ポンプ、サブプレッションプール、サブプレッションプールから燃料プールまでの配管、弁)	・ポンプミニマムフローラインの配管、弁 ・サブプレッションプールストレナ	(対象外)
				放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外)	気体廃棄物処理系の隔離弁	(対象外)
				排気筒		(対象外)
				燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁		(対象外)
	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	2) 放射性物質放出の防止機能	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟)	原子炉棟給排気隔離弁	(対象外)
				非常用ガス処理系 (乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒までの配管、排気筒、弁)	乾燥装置 (乾燥機能部分)	(対象外)
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	・中性子束 (起動領域モニタ) ・原子炉スクラム用電磁接触器の状態 ・制御棒位置		事故時の原子炉の停止状態の把握機能
				・原子炉水位 (広帯域、燃料域) ・原子炉圧力		事故時の炉心冷却状態の把握機能
				・原子炉格納容器圧力 ・サブプレッションプール水温度 ・格納容器内雰囲気モニタ (放射線レベル)		事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
				[低温停止への移行] ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域)		事故時のプラント操作のための情報の把握機能
[ドライウェルスプレイ] ・原子炉水位 (広帯域、燃料域) ・原子炉格納容器圧力						
[サブプレッションプール冷却] ・原子炉水位 (広帯域、燃料域) ・サブプレッションプール水温度		(対象外)	(対象外)			
[可燃性ガス濃度制御系起動] ・格納容器内雰囲気モニタ (水素・酸素濃度)						
2) 異常状態の緩和機能		BWRには対象機能なし。	(対象外)		(対象外)	
3) 制御室外からの安全停止機能		制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	中央制御室外原子炉停止装置		(対象外)	
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される計装等の小口径配管、弁	計装配管、弁 試料採取系配管、弁 ドレン配管、弁 ベント配管、弁	(対象外)	
		2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉冷却材再循環系	原子炉再循環ポンプ、配管、弁、ライザー管 (炉内)、ジェットポンプ (炉内)	(対象外)	
		3) 放射性物質の貯蔵機能	サブプレッションプール水排水系、復水貯蔵タンク、放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの小さいもの)	サブプレッションプール水貯蔵系 (サブプレッションプール水貯蔵タンク) 復水貯蔵タンク 液体廃棄物処理系 (HCW収集タンク、HCW調整タンク、HCWサンプルタンク、LCW収集槽、LCWサンプル槽)	(対象外)	

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				女川原子力発電所 2号炉		重要度が特に高い安全機能		
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器				
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	3) 放射性物質の貯蔵機能	サプレッションプール水排水系、復水貯蔵タンク、放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの小さいもの）	固体廃棄物処理系（浄化系沈降分離槽、使用済樹脂貯蔵槽、濃縮廃液貯蔵タンク、固体廃棄物貯蔵所（ドラム缶））		(対象外)		
				新燃料貯蔵庫	新燃料貯蔵ラック	(対象外)		
		4) 電源供給機能（非常用を除く。）	タービン、発電機及びその励磁装置、復水系（復水器を含む。）、給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所	発電機及びその励磁装置（発電機、励磁機）	<ul style="list-style-type: none"> <li>タービン発電機固定子巻線冷却水系</li> <li>タービン発電機ガス系</li> <li>タービン発電機密封油系</li> <li>励磁装置</li> </ul>		(対象外)	
				蒸気タービン（主タービン、主要弁、配管）	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系（主蒸気／駆動源）</li> <li>タービン制御系</li> <li>タービン潤滑油系</li> </ul>			
				復水系（復水器を含む）（復水器、復水ポンプ、配管／弁）	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水器空気抽出系（蒸気式空気抽出器、配管／弁）</li> </ul>			
				給水系（電動機駆動原子炉給水ポンプ、タービン駆動原子炉給水ポンプ、給水加熱器、配管／弁）	駆動用蒸気			
				循環水系（循環水ポンプ、配管／弁）	取水設備（屋外トレンチを含む）			
				常用所内電源系（発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路（MS-1関連以外））				
				直流電源設備（蓄電池、蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路（MS-1関連以外））				
				計測制御用電源設備（電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路（MS-1関連以外））				
				送電線				
				変圧器（所内変圧器、起動変圧器、電路）	<ul style="list-style-type: none"> <li>油劣化防止装置</li> <li>冷却装置</li> </ul>			
		開閉所（母線、遮断器、断路器、電路）						
5) プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む。）</li> <li>原子炉核計装</li> <li>原子炉プラントプロセス計装</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御系</li> <li>運転監視補助装置（制御棒価値ミニマイザ）</li> </ul>		(対象外)				
		<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉核計装系の一部</li> <li>原子炉プラントプロセス計装系の一部</li> </ul>						
6) プラント運転補助機能	所内ボイラ、計装用圧縮空気系	補助ボイラ設備（補助ボイラ、給水タンク、給水ポンプ、配管／弁）	電気設備（変圧器）		(対象外)			
		加熱蒸気系及び戻り系（ポンプ、配管／弁）						
		計装用圧縮空気系（空気圧縮機、中間冷却器、配管、弁）	<ul style="list-style-type: none"> <li>後部冷却器</li> <li>気水分離器</li> <li>空気貯槽</li> </ul>					

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				女川原子力発電所 2号炉		重要度が特に高い安全機能
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器		
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	6) プラント運転補助機能	所内ボイラ、計装用圧縮空気系	原子炉補機冷却水系（MS-1関連以外）（配管／弁）		(対象外)
				タービン補機冷却水系（タービン補機冷却水ポンプ、熱交換器、配管／弁）	サージタンク	
				タービン補機冷却海水系（タービン補機冷却海水ポンプ、配管／弁、ストレーナ）		
				復水補給水系（復水移送ポンプ、配管／弁）	復水貯蔵タンク	
2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管	ウォーターロッド		(対象外)
			上／下部端栓			
			タイロッド			
2) 原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系、復水浄化系		原子炉冷却材浄化系（再生熱交換器、非再生熱交換器、ポンプ、ろ過脱塩装置、配管、弁）		(対象外)
		復水浄化系（復水ろ過装置、復水脱塩装置、配管、弁）				
1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁（逃がし弁機能）、タービンバイパス弁	主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）	原子炉圧力容器から主蒸気逃がし安全弁までの主蒸気配管	(対象外)	
				駆動用窒素源（アキュムレータ、アキュムレータから主蒸気逃がし安全弁までの配管、弁）		
			タービンバイパス系	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管		
				駆動用油圧源（アキュムレータ、アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管、弁）		
	2) 出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系（再循環ポンプトリップ機能）	・原子炉再循環流量制御系（ポンプトリップ機能） ・選択制御棒挿入機構		(対象外)	
		制御棒引抜監視装置	原子炉核計装系（制御棒引抜監視装置）			
3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系	制御棒駆動水圧系（冷却材の補給）（ポンプ、復水貯蔵タンク、復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管、弁）		・ポンプサクションフィルタ ・ポンプミニマムフローラインの配管、弁	(対象外)	
		原子炉隔離時冷却系（冷却材の補給）（ポンプ、タービン、復水貯蔵タンク、復水貯蔵タンクから注水先までの配管、弁）		・タービンへの蒸気供給配管、弁 ・ポンプミニマムフローラインの配管、弁 ・潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管		
2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所、試料採取系、通信連絡設備、放射線監視設備、事故時監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明		発電所緊急時対策所	・データ収集装置 ・通信連絡設備 ・資料及び器材 ・遮へい設備	(対象外)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				女川原子力発電所 2号炉		重要度が特に高い安全機能
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器		
MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所、試料採取系、通信連絡設備、放射線監視設備、事故時監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明	試料採取系（原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析、原子炉格納容器内雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析）		(対象外)
				通信連絡設備（1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備）		
				放射線監視設備（気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ）		事故時のプラント操作のための情報の把握機能
				放射線監視設備（上記以外）		
				原子炉核計装系の一部		(対象外)
				原子炉プラントプロセス計装系の一部		
消火系（水消火設備、泡消火設備、二酸化炭素消火設備、等）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 消火ポンプ</li> <li>・ 消火水槽</li> <li>・ 火災検出装置（受信機含む）</li> <li>・ 防火扉、防火ダンパ、耐火壁、隔壁（消火設備の機能を維持担保するために必要なもの）</li> </ul>					
避難通路	避難用扉					
非常灯						

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果 (1/5)

No.	安全機能 (設置許可基準第12条記載)	対象系統または機器	フロー①に係わる抽出			フロー②に係わる抽出			独立性	
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性または多様性の有無		フロー①対象機器	静的機器 単一設計箇所	使用期間		対象系統
1	原子炉の緊急停止機能	制御棒・制御棒駆動系	有	多重性有	制御棒・制御棒駆動系はそれぞれ137台の独立した機器で構成されており、多重性を有する。	-	-	短期	-	有
2	未臨界維持機能	ほう酸水注入系	無	多様性有	ほう酸水注入系および制御棒・制御棒駆動系で多様性を確保している。	-	-	短期	-	有
		制御棒・制御棒駆動系	有			-	-	長期	-	有
3	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	主蒸気逃がし安全弁 (安全弁機能)	有	多重性有	主蒸気逃がし安全弁(安全弁機能)は11弁あり、多重性を有している。	-	-	短期	-	有
4	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	有	多様性有	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)、高圧炉心スプレイ系または原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉への注水後、主蒸気逃がし安全弁によりサブレーションチェンバ内のプール水に移行した崩壊熱を残留熱除去系(サブレーションプール水冷却モード)により除去することが可能であり、多様性を有する。	-	-	長期	-	有
		高圧炉心スプレイ系	無			-	-		-	有
		主蒸気逃がし安全弁 (手動逃がし機能)	有			-	-		-	有
		残留熱除去系 (サブレーションプール冷却モード)	有			-	-		-	有
		原子炉隔離時冷却系	無			-	-		-	有
		主蒸気逃がし安全弁 (手動逃がし機能)	有			-	-		-	有
		残留熱除去系 (サブレーションプール冷却モード)	有			-	-		-	有
5	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系	無	多様性有	原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系で多様性を有している。	-	-	短期	-	有
		高圧炉心スプレイ系	無			-	-		-	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果 (2/5)

No.	安全機能 (設置許可基準第12条記載)	対象系統または機器	フロー①に係わる抽出			フロー②に係わる抽出			独立性	
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性または多様性の有無		フロー①対象機器	静的機器 単一設計箇所	使用期間		対象系統
6	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	主蒸気逃がし安全弁 (手動逃がし機能)	有	多重性有	主蒸気逃がし安全弁(手動逃がし機能)は11弁あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
7	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系	無	多様性有	高圧炉心スプレイ系、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧系)+低圧炉心スプレイ系または主蒸気逃がし安全弁(自動減圧系)+残留熱除去系(低圧注水モード)で多様性を有している。	—	—	短期	—	有
		主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧系)	有			—	—		—	有
		低圧炉心スプレイ系	無			—	—		—	有
		主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧系)	有			—	—		—	有
		残留熱除去系 (低圧注水モード)	有			—	—		—	有
8	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系	無	多様性有	低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系または残留熱除去系(低圧注水モード)で多様性を有している。	—	—	長期	—	有
		高圧炉心スプレイ系	無			—	—		—	有
		残留熱除去系 (低圧注水モード)	有			—	—		—	有
9	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系	有	多重性有	自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁は6弁あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
10	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系	静的機器の一部に多重性なし	無	動的機器については多重化されているが、配管の一部およびフィルタ装置は単一設計となっている。	○	・配管の一部 ・フィルタ装置	長期	○	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果 (3/5)

No.	安全機能 (設置許可基準第12条記載)	対象系統または機器	フロー①に係わる抽出			フロー②に係わる抽出			独立性	
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性または多様性の有無		フロー①対象機器	静的機器 単一設計箇所	使用期間		対象系統
11	格納容器の冷却機能	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	静的機器の一部に多重性なし	無	動的機器については多重化されているが、ドライウェルスプレイ管、サブレクションチェンバスプレイ管は単一設計となっている。	○	・ドライウェルスプレイ管 ・サブレクションチェンバスプレイ管	長期	○	有
12	格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	有	多重性有	可燃性ガス濃度制御系は2系統あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
13	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源設備	有	多重性有	非常用電源設備は3区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
14	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源設備 (直流電源系)	有	多重性有	非常用所内電源設備(直流電源系)は3区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
15	非常用の交流電源機能	非常用ディーゼル発電設備	有	多重性有	非常用ディーゼル発電設備は3区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
16	非常用の直流電源機能	直流電源設備	有	多重性有	直流電源設備は3区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
17	非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	有	多重性有	計測制御用電源設備は2区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
18	補機冷却機能	原子炉補機冷却水系 高圧炉心スプレイ補機冷却水系	有	多重性有	原子炉補機冷却系は3区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
19	冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水系 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系	有	多重性有	原子炉補機冷却系の海水系は3区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
20	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系	静的機器の一部に多重性なし	無	動的機器については多重化されているが、ダクトの一部および再循環フィルタ装置は単一設計となっている。	○	・ダクトの一部 ・再循環フィルタ装置	長期	○	有
21	圧縮空気供給機能	主蒸気逃がし安全弁の駆動用圧縮空気源	有	多重性有	多重化された主蒸気逃がし安全弁が各々駆動用の圧縮空気源(アキュムレータ)を有している。	—	—	長期	—	有
		主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源	有	多重性有	多重化された主蒸気隔離弁が各々駆動用の圧縮空気源(アキュムレータ)を有している。	—	—	短期	—	有



重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果 (4/5)

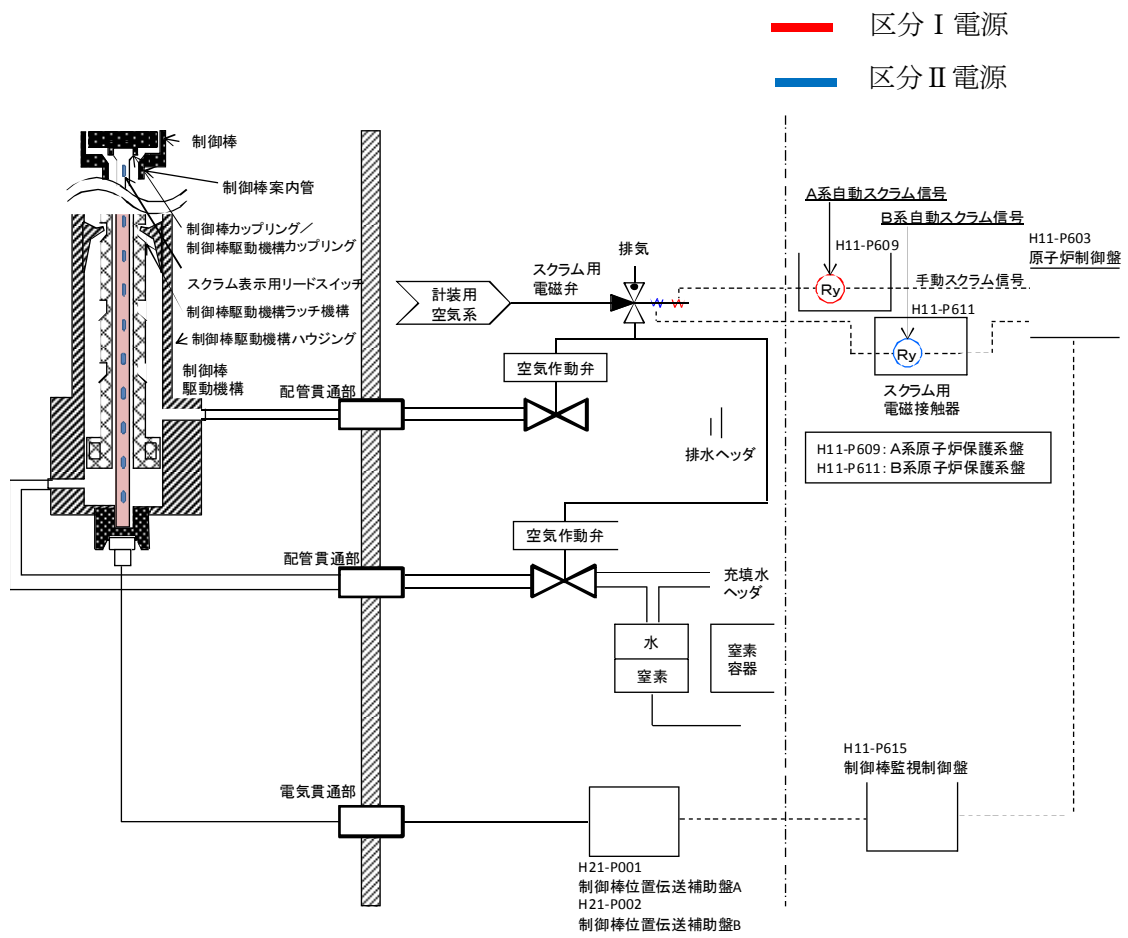
No.	安全機能 (設置許可基準第12条記載)	対象系統または機器	フロー①に係わる抽出			フロー②に係わる抽出			独立性	
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性または多様性の有無		フロー①対象機器	静的機器 単一設計箇所	使用期間		対象系統
22	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁	有	多重性有	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は設置許可基準規則の第十七条第1項に基づき設置している。	—	—	長期	—	有
23	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器隔離弁	有	多重性有	原子炉格納容器隔離弁は設置許可基準規則の第三十二条第5項に基づき設置している。	—	—	長期	—	有
24	原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	原子炉保護系の安全保護回路	有	多重性有	原子炉保護系は2つの独立したトリップ系より構成されており、各トリップ系の検出器から得られた信号を用い、トリップ論理回路(1 out of 2 twice)を通じて作動信号を発生させているため多重性を有している。	—	—	短期	—	有
25	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路</li> <li>・主蒸気隔離の安全保護回路</li> <li>・原子炉格納容器隔離の安全保護回路</li> <li>・非常用ガス処理系作動の安全保護回路</li> </ul>	有	多重性有	安全保護系は、各区分において複数の検出器から得られた信号を用い、安全論理回路を通じて作動信号を発生させている。	—	—	長期	—	有
26	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束(起動領域モニタ)	有	多重性有	起動領域モニタは、各々4チャンネルのモニタからなる2つのシステムが相互に分離されており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		原子炉スクラム用電磁接触器の状態および制御棒位置	有	多様性有	制御棒位置については原子炉スクラム用電磁接触器の状態および制御棒位置指示系により多様性を有している。	—	—		—	有
27	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位(広帯域、燃料域)	有	多重性有	原子炉水位(広帯域、燃料域)は2区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		原子炉圧力	有	多重性有	原子炉圧力は2区分あり、多重性を有している。	—	—		—	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果 (5/5)

No.	安全機能 (設置許可基準第12条記載)	対象系統または機器	フロー①に係わる抽出			フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性または多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器 単一設計箇所	使用期間	対象系統	
28	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力	有	多重性有 原子炉格納容器圧力は2区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		サブプレッションプール水温度	有	多重性有 サブプレッションプール水温度は2区分あり、多重性を有している。	—	—		—	有
		格納容器内雰囲気モニタ (放射線レベル)	有	多重性有 格納容器内雰囲気モニタは2チャンネルあり、多重性を有している。	—	—		—	有
29	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉水位 (広帯域, 燃料域)	有	多重性有 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) は2区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		原子炉圧力	有	多重性有 原子炉圧力は2区分あり、多重性を有している。	—	—		—	有
		原子炉格納容器圧力	有	多重性有 原子炉格納容器圧力は2区分あり、多重性を有している。	—	—		—	有
		サブプレッションプール水温度	有	多重性有 サブプレッションプール水温度は2区分あり、多重性を有している。	—	—		—	有
		格納容器内雰囲気モニタ (水素・酸素濃度)	有	多重性有 格納容器内雰囲気モニタは2チャンネルあり、多重性を有している。	—	—		—	有
		気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ	有	多重性有 気体廃棄物処理設備エリア排気モニタは、2チャンネルあり、多重性を有している。	—	—		—	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	1
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
	原子炉の緊急停止機能
対象系統・機器	制御棒・制御棒駆動系
多重性／多様性	制御棒駆動系のスクラム機能である水圧制御ユニットはスクラム信号に応答して制御棒を急速挿入させるため、制御棒毎に 137 台あり多重性を有している。
独立性	<p>(1) 制御棒・制御棒駆動系は、二次格納施設および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時(二次格納施設内)や原子炉冷却材喪失事故時(原子炉格納容器内)においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 制御棒・制御棒駆動系は、耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水および火災が発生した場合においても、制御棒が緊急挿入されるフェイルセーフ設計となっており安全機能には影響ない。</p> <p>(3) 各制御棒駆動機構は独立した駆動系(水圧制御ユニット)を有している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	スクラム挿入時間(全ストロークの 75%挿入)は 1.62 秒以下(短期間)
容量	—
系統概略図	制御棒・制御棒駆動系：添付 2-7



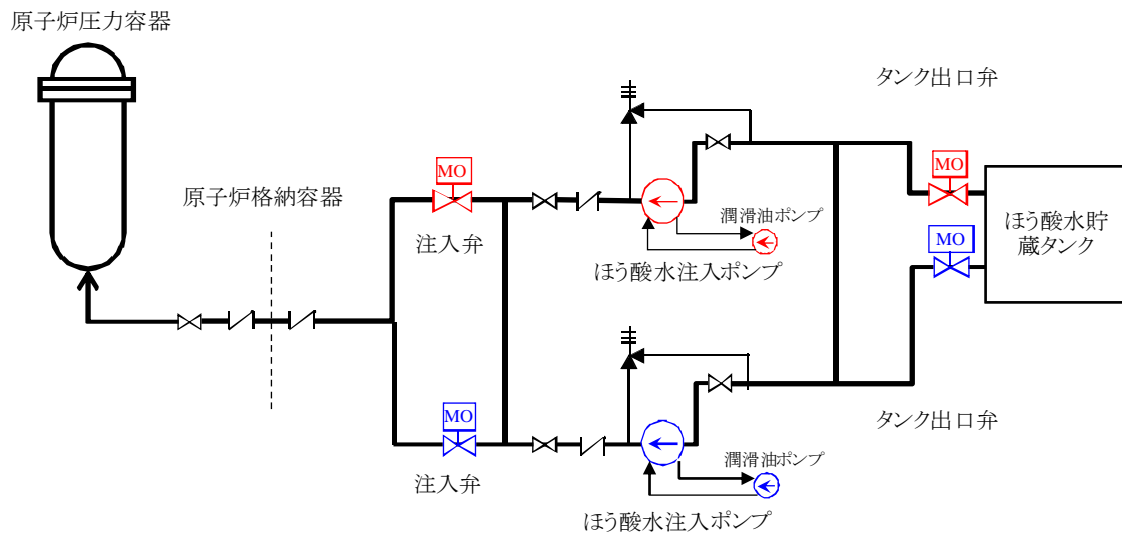
制御棒・制御棒駆動系 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	2
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 未臨界維持機能
対象系統・機器	制御棒・制御棒駆動系 ほう酸水注入系
多重性／多様性	<p>制御棒・制御棒駆動系は、137 台の制御棒にそれぞれに独立した制御棒駆動系を有し、制御棒を炉心に挿入することにより原子炉を未臨界状態に維持する機能を有する系統である。</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒が挿入不能となった場合に中性子吸収材を原子炉に注入し、原子炉を未臨界状態に維持する機能を有する系統であり、ポンプ、電動弁は多重化されているもののタンク、配管の一部は単一設計となっている。</p> <p>未臨界維持機能についてはこれら複数の系統により、多様性を有している。</p>
独立性	<p>(1) 制御棒・制御棒駆動系は二次格納施設内および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 制御棒・制御棒駆動系とほう酸水注入系は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また、それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 制御棒駆動機構は独立した駆動系（水圧制御ユニット）を有しており、ほう酸水注入系についても多重化されているポンプ等の電源はそれぞれ異なる区分（区分Ⅰ，区分Ⅱ）から供給している。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水注入系の使用時間は、ほう酸水貯蔵タンク内のほう酸水を全て原子炉圧力容器に注入するまでの時間となるため、150 分以内（短期間）</li> <li>・制御棒・制御棒駆動系は、制御棒挿入後その位置を維持する時間となるため、24 時間以上（長期間）</li> </ul>

No.	2
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 未臨界維持機能
容量	ほう酸水注入系：100%×1 系統（ポンプ容量：100%×2 台）
系統概略図	制御棒・制御棒駆動系：添付 2-7 ほう酸水注入系：添付 2-9

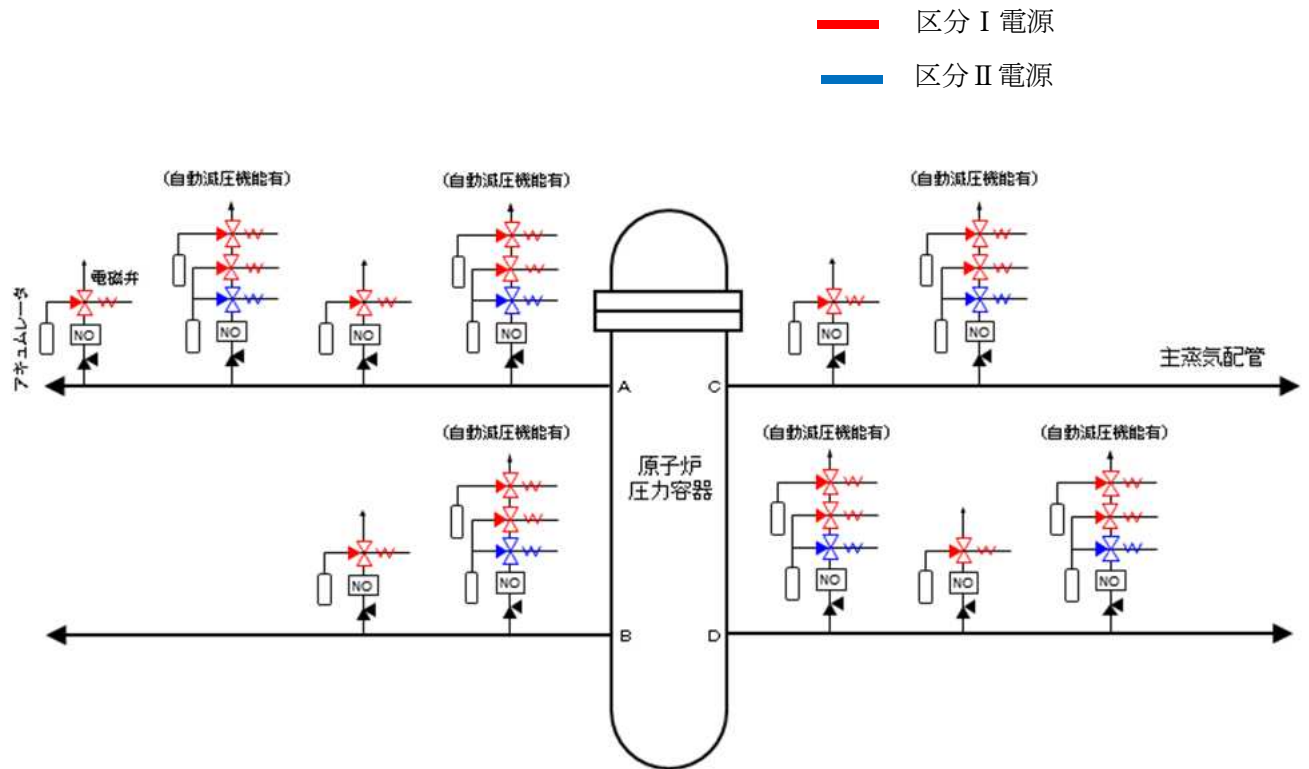
— 区分 I 電源  
— 区分 II 電源



ほう酸水注入系 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	3
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
対象系統・機器	主蒸気逃がし安全弁（安全弁機能）
多重性／多様性	主蒸気逃がし安全弁は 11 弁設置しており，その全てが安全弁機能を有しており多重性を有している。
独立性	<p>(1) 主蒸気逃がし安全弁は，原子炉格納容器内に設置しており，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 主蒸気逃がし安全弁は，いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また，主蒸気逃がし安全弁は複数の主蒸気管に分散して配置されている。</p> <p>(3) 主蒸気逃がし安全弁は，原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計であり溢水によって機能喪失しない。また，プラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。</p> <p>上記 (1) ～ (3) により，共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
期間	24 時間未満（短期間）
容量	—
系統概略図	主蒸気逃がし安全弁：添付 2-11



- 主蒸気逃がし安全弁は独立した 11 個の弁から構成される。
- 11 弁全てが安全弁機能および逃がし弁機能を有する。
- 11 弁のうち 6 弁が自動減圧系の機能を有する。
- 各々の弁は逃がし弁機能，自動減圧機能用の独立した圧縮空気源（アキュムレータ）を有している。

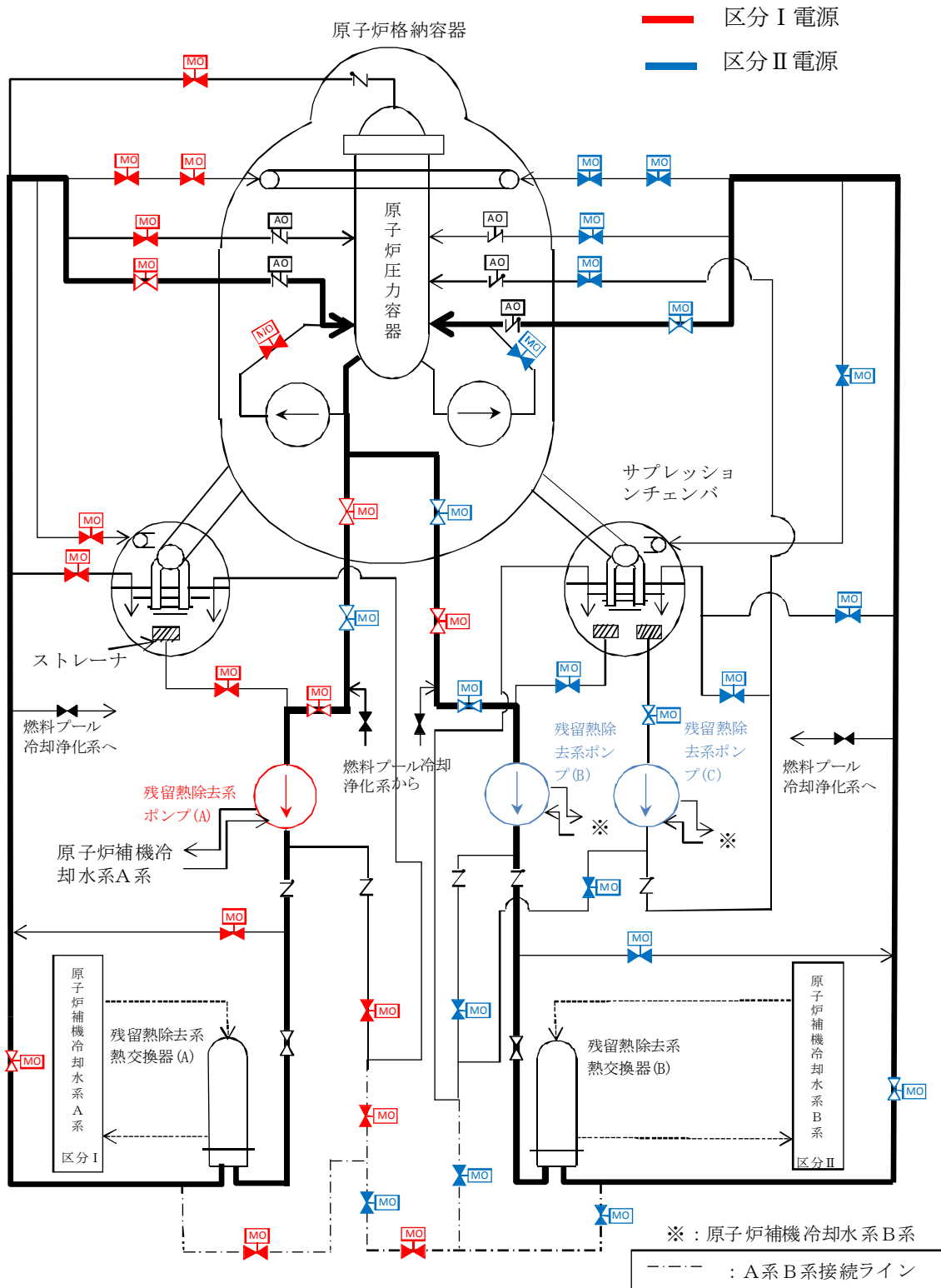
主蒸気逃がし安全弁 系統概略図



重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	4
安全機能	<p>《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》</p> <p>原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</p>
対象系統・機器	<p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）</p> <p>高圧炉心スプレイ系</p> <p>原子炉隔離時冷却系</p> <p>主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能）</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）</p>
多重性／多様性	<p>原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能については、以下に示す系統の組合せによる複数の崩壊熱除去手段を有していることから、多様性を有している。</p> <p>①残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）</p> <p>②高圧炉心スプレイ系または原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉への注水後、主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバ内のプール水に移行した崩壊熱および残留熱を残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）により除去する。</p> <p>なお、原子炉冷却材喪失事故時において非常用炉心冷却系や原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉の冷却状態について評価を行っており、破断口の大小のいずれにおいても燃料被覆管の最高温度が 1200℃を下回ることを確認している。</p>
独立性	<p>(1) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系および残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は二次格納施設内および原子炉格納容器内に、主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能）は原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 対象系統は全て耐震Sクラス設備として設計している。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系および残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計しており、主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能）は、溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計とし、火災についてはプラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。</p>

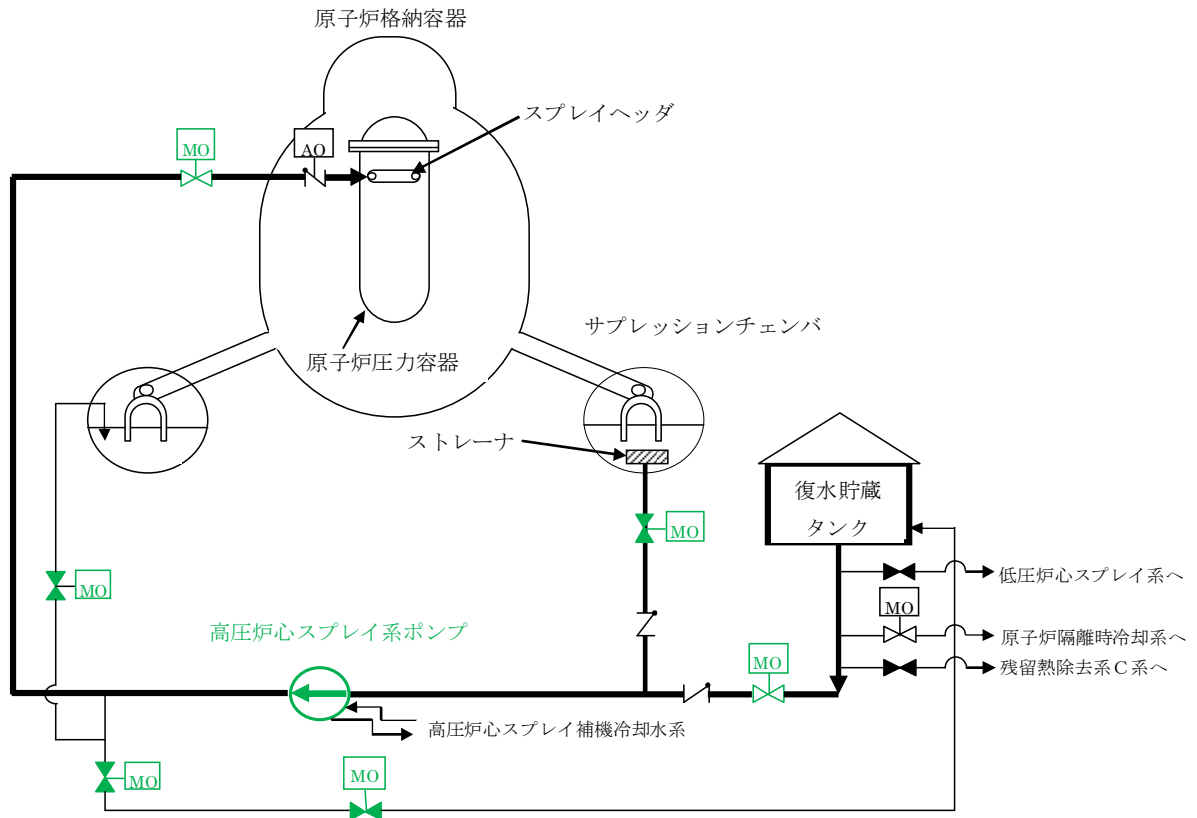
No.	4
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能
	<p>(3) 電源、補機冷却系はそれぞれ残留熱除去系のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲ、原子炉隔離時冷却系が区分Ⅰの異なる区分から供給している。また、残留熱除去系のA系とB系は配管により接続されているがA系、B系にプラント運転中常時閉の止め弁*をそれぞれ2弁設置している。</p> <p>※止め弁および止め弁までのラインも主ライン（安全上の機能分類MS-1、耐震Sクラス）と同等の設計である。</p> <p>(4) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の吸込み側の隔離弁（格納容器内弁、外弁）は、隔離を確実に行うという観点から、隔離弁の電源区分を分離している（A系は区分Ⅱ電源、B系は区分Ⅰ電源）。ここで、隔離弁の電源区分を内側と外側で分離していることから、一方の区分の電源が喪失することにより多重化された残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が同時に機能を失うが、当該隔離弁のうち格納容器外側に設置されている弁については原子炉冷却材喪失事故時においても手動での開操作が可能である。</p> <p>(5) 原子炉隔離時冷却系の蒸気供給配管の隔離弁（格納容器内弁、外弁）は、隔離を確実に行うという観点から、その電源区分を分離している。ここで、隔離弁の電源区分を内側と外側で分離しているが、一方の区分の電源が喪失した場合でも開状態が保持されることから注水機能が喪失することはない。</p> <p>上記（1）～（5）により、共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は、原子炉の崩壊熱を除去する時間となるため、24時間以上（長期間）
容量	<p>（定格流量）</p> <p>残留熱除去系：約 1160 m<sup>3</sup>/hr/台</p> <p>高圧炉心スプレイ系：約 320 m<sup>3</sup>/hr～1070 m<sup>3</sup>/hr</p> <p>原子炉隔離時冷却系：約 90 m<sup>3</sup>/hr</p>
系統概略図	<p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）：添付 2-14</p> <p>高圧炉心スプレイ系：添付 2-15</p> <p>原子炉隔離時冷却系：添付 2-16</p> <p>主蒸気逃がし安全弁：添付 2-11</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションプール冷却水モード）：添付 2-17</p>



【その他 運転継続に必要な設備】

空調機	残留熱除去系 (A), (B) 各ポンプ室用の空調機にはそれぞれの区分 (A系: 区分 I, B系: 区分 II) に応じた電源, 冷却水が供給されている。
-----	--

残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) システム概略図

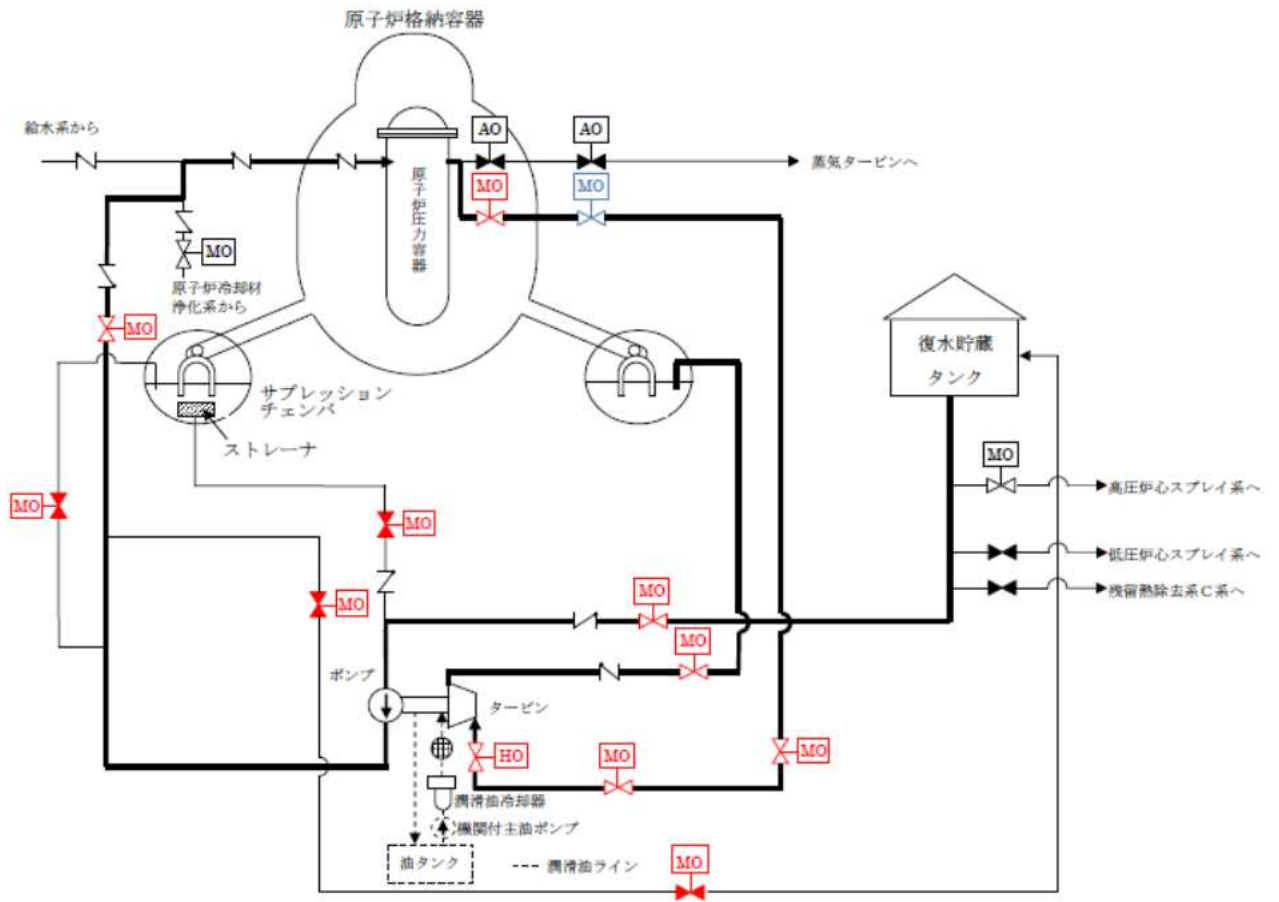


【その他 運転継続に必要な設備】

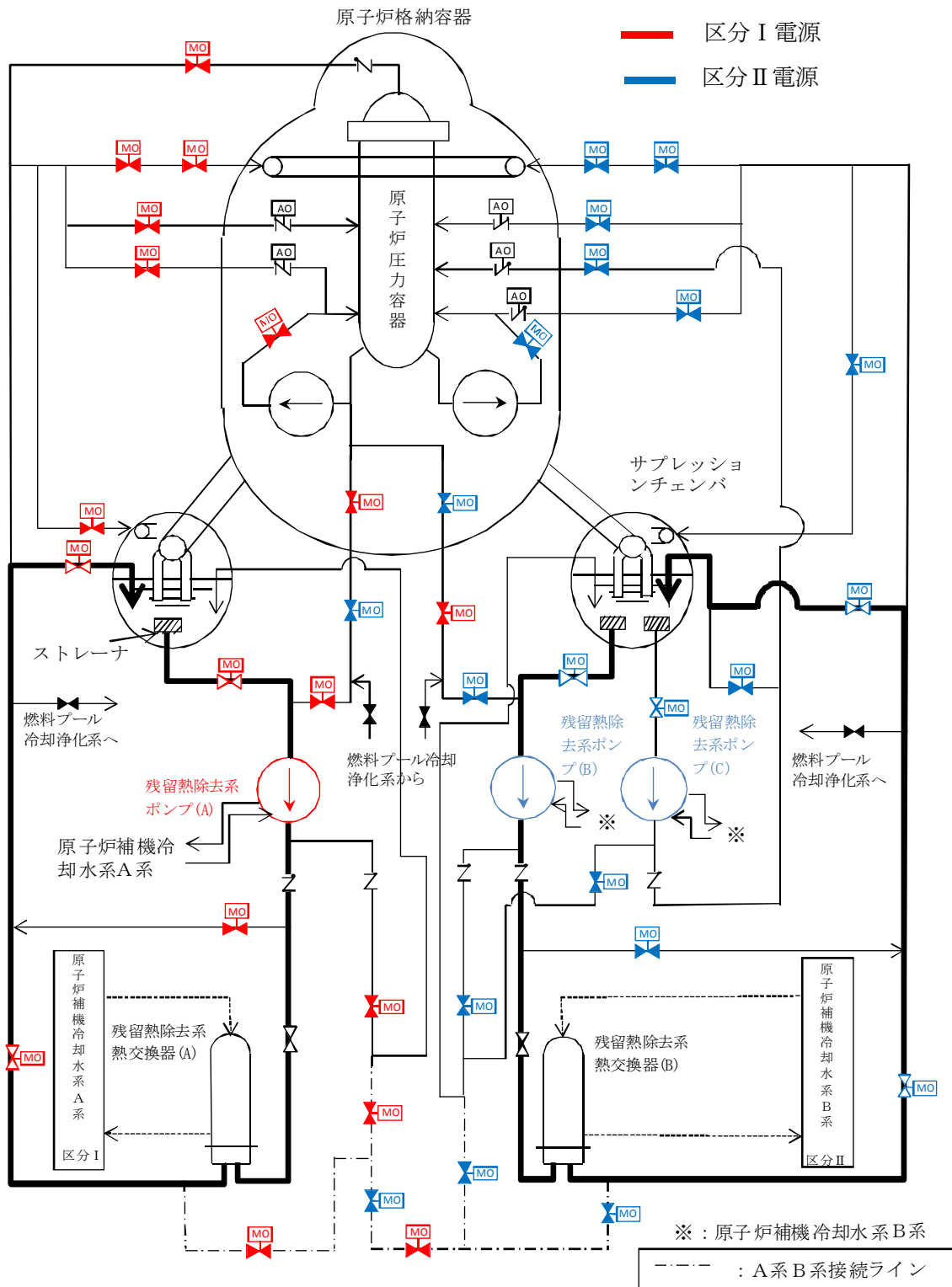
空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室用の空調機には区分Ⅲの電源および高圧炉心スプレイ補機冷却水系が供給されている。
-----	--

高圧炉心スプレイ系 系統概略図

- 区分 I 電源
- 区分 II 電源



原子炉隔離時冷却系 系統概略図



【その他 運転継続に必要な設備】

空調機	残留熱除去系 (A), (B) 各ポンプ室用の空調機にはそれぞれの区分 (A系: 区分I, B系: 区分II) に応じた電源, 冷却水が供給されている。
-----	--

残留熱除去系 (サプレッションプール水冷却モード) 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	5
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能
対象系統・機器	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系
多重性／多様性	<p>原子炉隔離時冷却系は、原子炉で発生する蒸気を用いてタービンを回転させ、このタービンにより駆動されるポンプにより復水貯蔵タンクの復水またはサプレッションチェンバ内のプール水を原子炉へ注水する機能を有する系統である。</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、電動機駆動のポンプにより復水貯蔵タンクの復水またはサプレッションチェンバ内のプール水を原子炉へ注水する機能を有する系統である。</p> <p>原子炉が隔離された場合の注水機能はこれら複数の系統により、多様性を有している。</p>
独立性	<p>(1) 原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は、二次格納施設内および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するように設計している。</p> <p>(2) 原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 電源、補機冷却系はそれぞれ原子炉隔離時冷却系が区分Ⅰ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲの異なる区分から供給している。</p> <p>(4) 原子炉隔離時冷却系の蒸気供給配管の隔離弁（格納容器内弁、外弁）は、隔離を確実に行うという観点から、その電源区分を分離している。ここで、隔離弁の電源区分を内側と外側で分離しているが、一方の区分の電源が喪失した場合でも開状態が保持されることから注水機能が喪失することはない。</p> <p>上記（1）～（4）により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>

No.	5
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能
期間	使用時間は 24 時間未満（短期間）
容量	（定格流量） 原子炉隔離時冷却系：約 90 m <sup>3</sup> /hr 高圧炉心スプレイ系：約 320 m <sup>3</sup> /hr～1070 m <sup>3</sup> /hr
系統概略図	原子炉隔離時冷却系：添付 2-16 高圧炉心スプレイ系：添付 2-15



重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

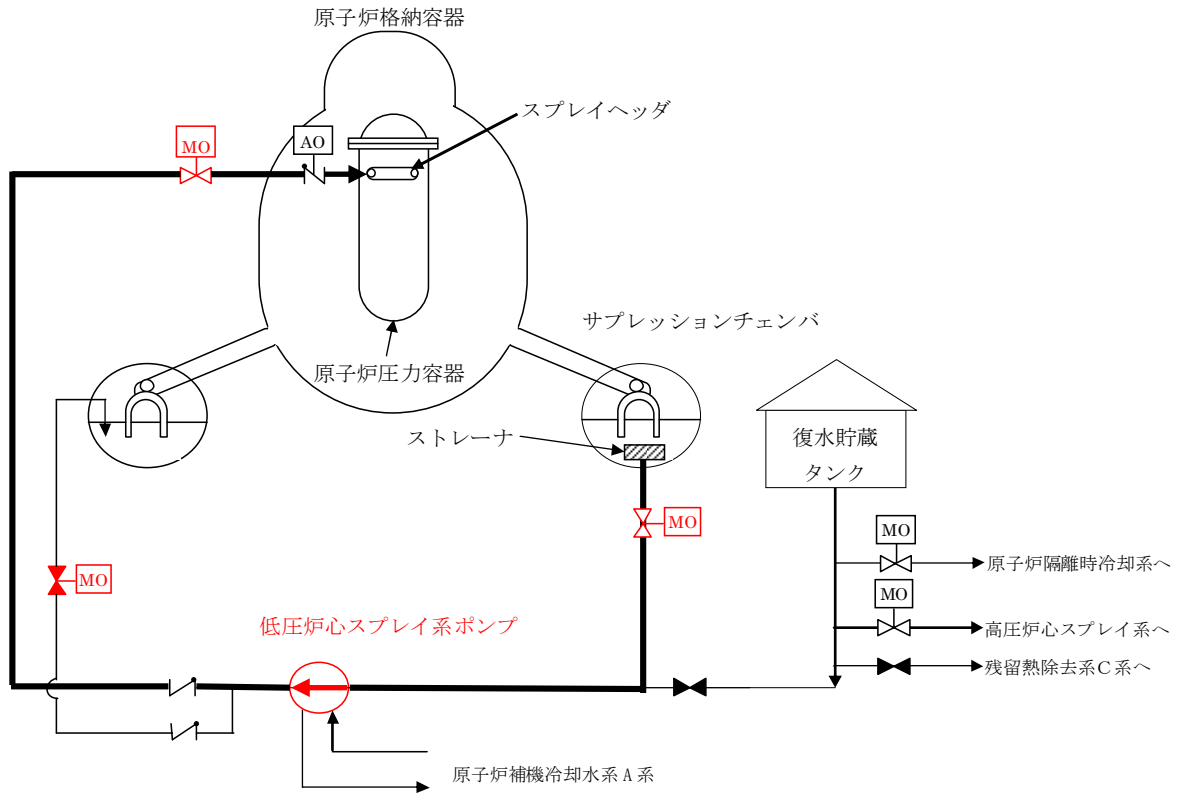
No.	6
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の 圧力逃がし機能
対象系統・機器	主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能）
多重性／多様性	主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能）は 11 弁あり、多重性を有している。
独立性	<p>（1）主蒸気逃がし安全弁は、原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）主蒸気逃がし安全弁は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また、主蒸気逃がし安全弁は複数の主蒸気管に分散して配置しており、電源についても異なる区分から供給されている。</p> <p>（3）主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計であり溢水によって機能喪失しない。また、プラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は減圧状態維持のため 24 時間以上（長期間）
容量	—
系統概略図	主蒸気逃がし安全弁：添付 2-11

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	7
安全機能	<p>《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》</p> <p>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内高圧時における注水機能</p>
対象系統・機器	<p>高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード） 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧系）</p>
多重性／多様性	<p>原子炉内高圧時における注水機能については、以下に示す系統の組合せによる複数の炉心へ注水する手段を有していることから、多様性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧炉心スプレイ系</li> <li>・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧系）＋低圧炉心スプレイ系</li> <li>・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧系）＋残留熱除去系（低圧注水モード）</li> </ul> <p>なお、既許可済みの原子炉冷却材喪失事故時（中小破断）の事故解析において、高圧炉心スプレイ系に単一故障を想定し、上記に示す低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）が作動した場合の解析を実施している。</p> <p>この結果、燃料被覆管の最高温度は約 600℃であり、燃料被覆管温度が著しく上昇することはないことを確認している。</p>
独立性	<p>(1) 高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系および残留熱除去系（低圧注水モード）は二次格納施設内および原子炉格納容器内に、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧系）は原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 対象系統は全て耐震 S クラス設備として設計している。また、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系および残留熱除去系（低圧注水モード）は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計しており、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧系）は、溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計とし、火災についてはプラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。</p>

No.	7
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内高圧時における注水機能
	<p>(3) 電源、補機冷却系はそれぞれ高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲ、低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰおよび残留熱除去系（低圧注水モード）A系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱの異なる区分から供給している。また、残留熱除去系のA系とB系は配管により接続されているがA系、B系にプラント運転中常時閉の止め弁※をそれぞれ2弁設置している。</p> <p>※止め弁および止め弁までのラインも主ライン（安全上の機能分類MS-1、耐震Sクラス）と同等の設計である。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間未満（短期間）
容量	<p>（定格流量）</p> <p>高圧炉心スプレイ系：約 320 m<sup>3</sup>/hr～1070 m<sup>3</sup>/hr</p> <p>低圧炉心スプレイ系：約 1070 m<sup>3</sup>/hr</p> <p>残留熱除去系：約 1160 m<sup>3</sup>/hr</p>
系統概略図	<p>高圧炉心スプレイ系：添付 2-15</p> <p>低圧炉心スプレイ系：添付 2-23</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）：添付 2-24</p> <p>主蒸気逃がし安全弁：添付 2-11</p>

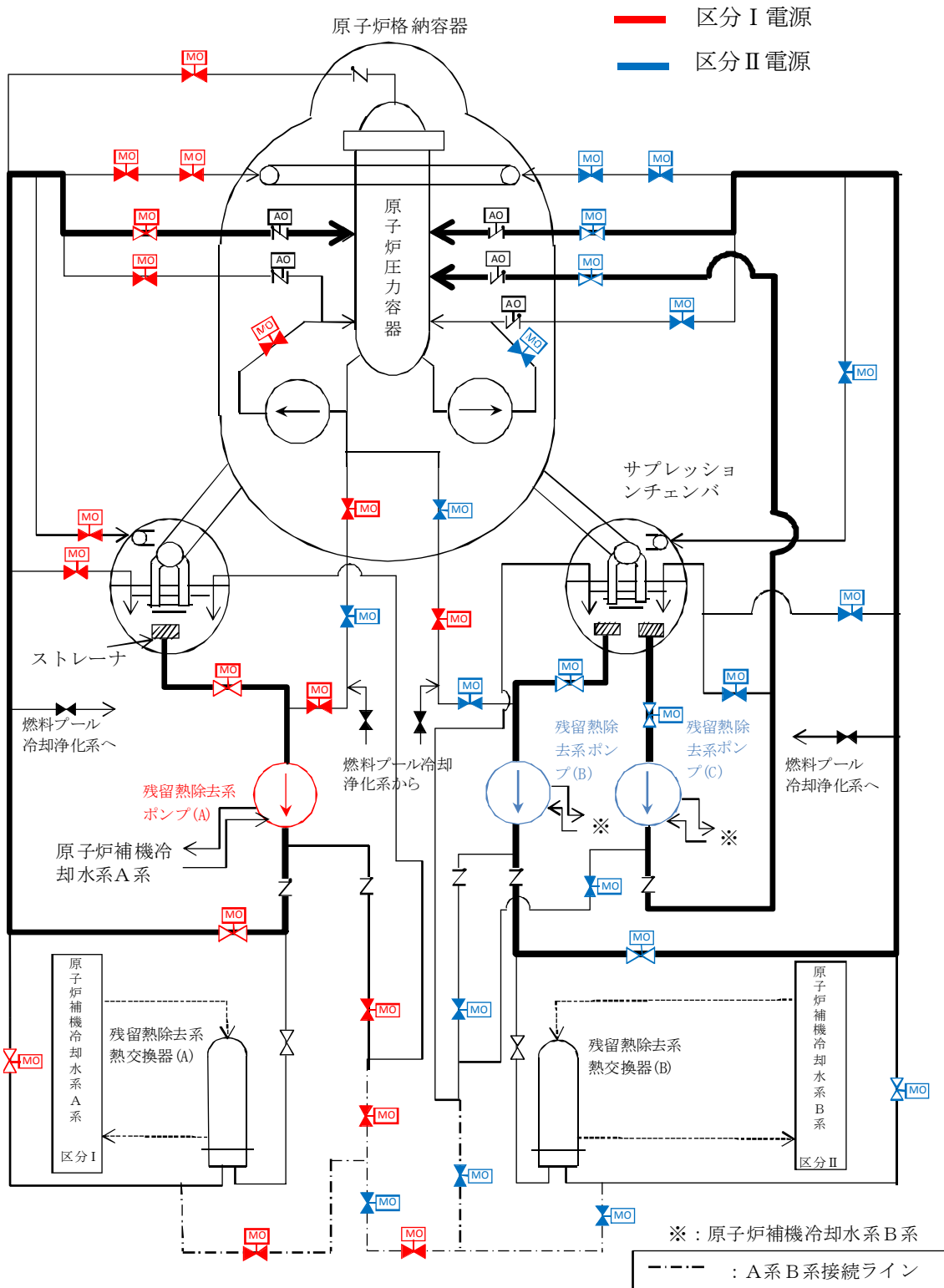
— 区分 I 電源



【その他 運転継続に必要な設備】

空調機	低圧炉心スプレイ系ポンプ室用の空調機には区分 I の電源および原子炉補機冷却水系 A 系が供給されている。
-----	---

低圧炉心スプレイ系 系統概略図



【その他 起動・運転継続に必要な設備】

空調機	残留熱除去系 (A), (B) および (C) 各ポンプ室用の空調機にはそれぞれの区分 (A系: 区分 I, B系/C系: 区分 II) に応じた電源, 冷却水が供給されている。
-----	---

残留熱除去系 (低圧注水モード) 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	8
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内低圧時における注水機能
対象系統 ・機器	低圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード）
多重性/ 多様性	原子炉内低圧時の注水機能は以下に示す複数の系統で達成可能であり、多様性を有している。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧炉心スプレイ系</li> <li>・高圧炉心スプレイ系</li> <li>・残留熱除去系（低圧注水モード）</li> </ul>
独立性	<p>(1) 低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および残留熱除去系（低圧注水モード）は、二次格納施設内および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 対象系統はすべて耐震Sクラス設備として設計している。また、それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 電源、補機冷却系はそれぞれ低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲ、残留熱除去系（低圧注水モード）のA系が区分Ⅰ、B系およびC系が区分Ⅱの異なる区分から供給している。また、残留熱除去系のA系とB系は配管により接続されているがA系、B系にプラント運転中常時閉の止め弁<sup>*</sup>をそれぞれ2弁設置している。</p> <p><small>※止め弁および止め弁までのラインも主ライン（安全上の機能分類MS-1、耐震Sクラス）と同等の設計である。</small></p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>

No.	8
安全機能	<p>《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》</p> <p>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内低圧時における注水機能</p>
期間	使用時間は 24 時間以上（長期間）
容量	<p>（定格流量）</p> <p>低圧炉心スプレイ系：約 1070 m<sup>3</sup>/hr</p> <p>高圧炉心スプレイ系：約 320 m<sup>3</sup>/hr～1070 m<sup>3</sup>/hr</p> <p>残留熱除去系：約 1160 m<sup>3</sup>/hr</p>
系統概略図	<p>低圧炉心スプレイ系：添付 2-23</p> <p>高圧炉心スプレイ系：添付 2-15</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）：添付 2-24</p>

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

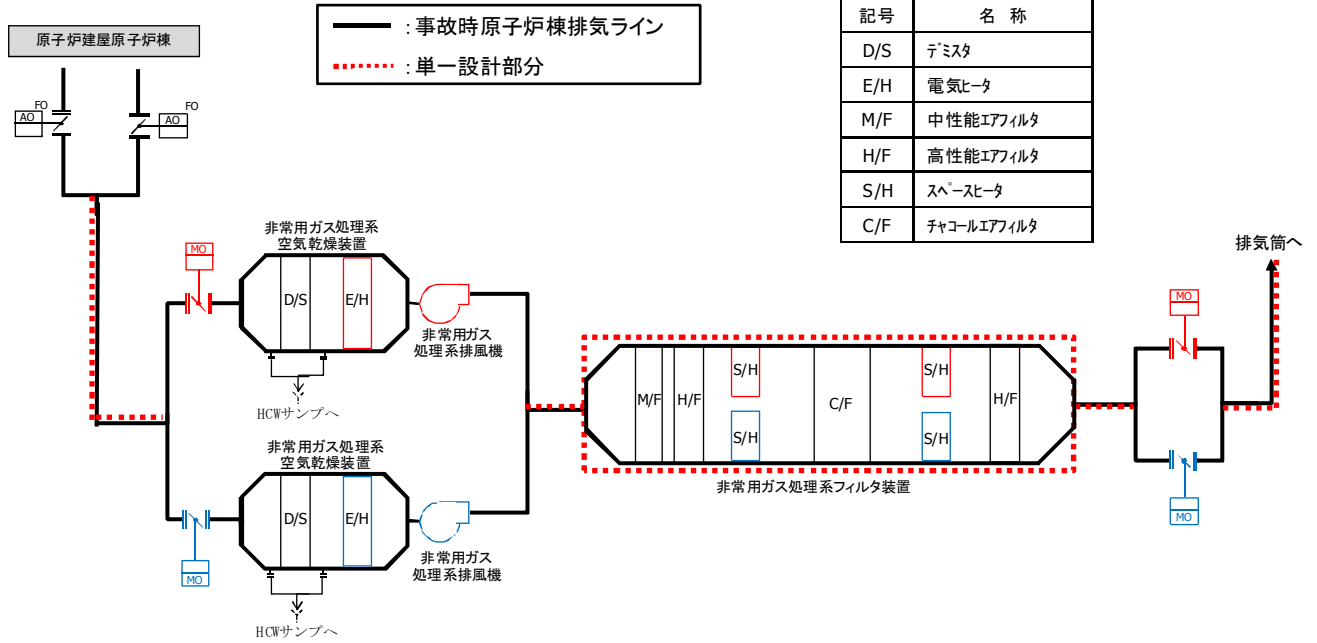
No.	9
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能
対象系統・機器	自動減圧系
多重性／多様性	主蒸気逃がし安全弁は 11 弁設置しており，そのうち 6 弁が自動減圧機能を有しており多重性を有している。
独立性	<p>(1) 主蒸気逃がし安全弁は，原子炉格納容器内に設置しており，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 主蒸気逃がし安全弁は，いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また，主蒸気逃がし安全弁は複数の主蒸気管に分散して配置しており，電源についても異なる区分から供給されている。</p> <p>(3) 主蒸気逃がし安全弁は，原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計であり溢水によって機能喪失しない。また，プラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。</p> <p>上記 (1) ～ (3) により，共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は 24 時間以上（長期間）
容量	—
系統概略図	主蒸気逃がし安全弁：添付 2-11



重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	10
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の 雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能
対象系統・機器	非常用ガス処理系
多重性／多様性	非常用ガス処理系のうち、排風機等の動的機器については多重化されているが、フィルタ装置および配管の一部は単一設計となっているため、基準適合性に関する更なる検討が必要である。
独立性	<p>(1) 非常用ガス処理系は二次格納施設内に設置しており、非常用ガス処理系の機能が必要となる想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 非常用ガス処理系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、動的機器は異なるエリアに分離して配置しており、溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。また、火災についても、機能喪失しないよう火災の発生防止、火災の感知・消火対策を実施している。</p> <p>(3) 多重化されている排風機等の動的機器の電源はそれぞれ異なる区分（区分Ⅰ，区分Ⅱ）から供給している。</p> <p>上記（1）～（3）により、動的機器については共通要因または従属要因によって全ての系統または機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・排風機：100%×2台</li> <li>・フィルタ装置：100%×1台</li> </ul>
系統概略図	非常用ガス処理系：添付 2-29

— 区分Ⅰ電源  
 — 区分Ⅱ電源



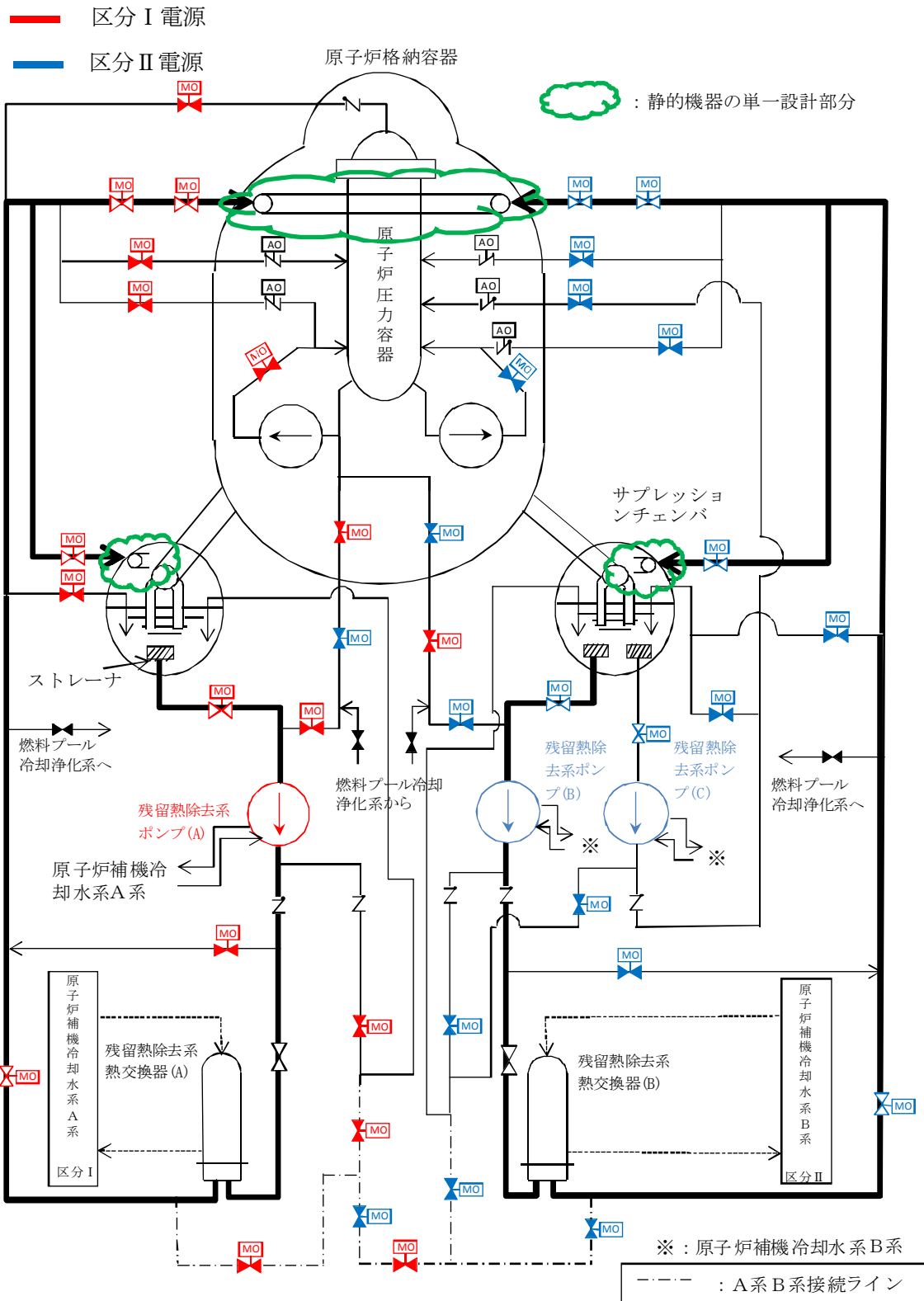
【その他 運転継続に必要な設備】

空調機	非常用ガス処理系（A）室，（B）室用の空調機にはそれぞれの区分（A系：区分Ⅰ，B系：区分Ⅱ）に応じた電源，冷却水が供給されている。
-----	---

非常用ガス処理系 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	11
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 格納容器の冷却機能
対象系統・機器	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)
多重性／多様性	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のうち、ポンプ等の動的機器については多重化されているが、ドライウェルスプレイ管、サプレッションチェンバスプレイ管は単一設計となっているため、基準適合性に関する更なる検討が必要である。
独立性	<p>(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、二次格納施設内および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、耐震Sクラス設備として設計している。また、それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 電源、補機冷却系はそれぞれ残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱの異なる区分から供給している。また、残留熱除去系のA系とB系は配管により接続されているがA系、B系にそれぞれ2つのプラント運転中常時閉の止め弁<sup>*</sup>を設置している。</p> <p style="text-align: center;">※止め弁および止め弁までのラインも主ライン（安全上の機能分類MS-1、耐震Sクラス）と同等の設計である。</p> <p>上記（1）～（3）により、動的機器については共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプ：100%×2台</li> <li>・ドライウェルスプレイ管：100%×1個</li> <li>・サプレッションチェンバスプレイ管：100%×1個</li> </ul>
系統概略図	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）：添付2-31



【その他 運転継続に必要な設備】

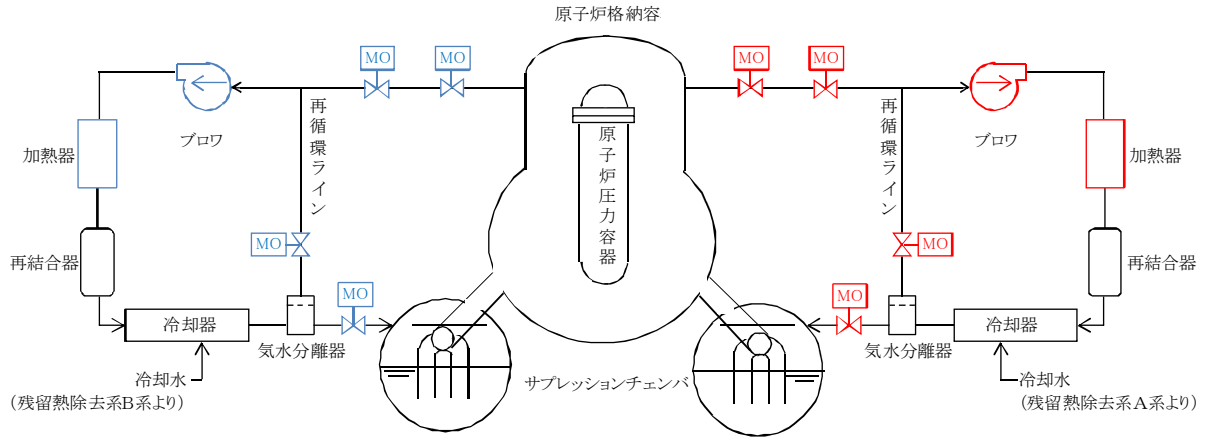
空調機	残留熱除去系 (A), (B) 各ポンプ室用の空調機にはそれぞれの区分 (A系: 区分Ⅰ, B系: 区分Ⅱ) に応じた電源, 冷却水が供給されている。
-----	---

残留熱除去系 (格納容器スプレー冷却モード) 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	12
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
	格納容器内の可燃性ガス制御機能
対象系統・機器	可燃性ガス濃度制御系
多重性／多様性	可燃性ガス濃度制御系はA系およびB系の2系統を設置しており、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 可燃性ガス濃度制御系は、二次格納施設内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 可燃性ガス濃度制御系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 電源、冷却系はそれぞれ可燃性ガス濃度制御系のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱの異なる区分から供給している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
容量	・100%×2系統
系統概略図	可燃性ガス濃度制御系：添付2-33

— 区分 I 電源  
— 区分 II 電源



【その他 運転継続に必要な設備】

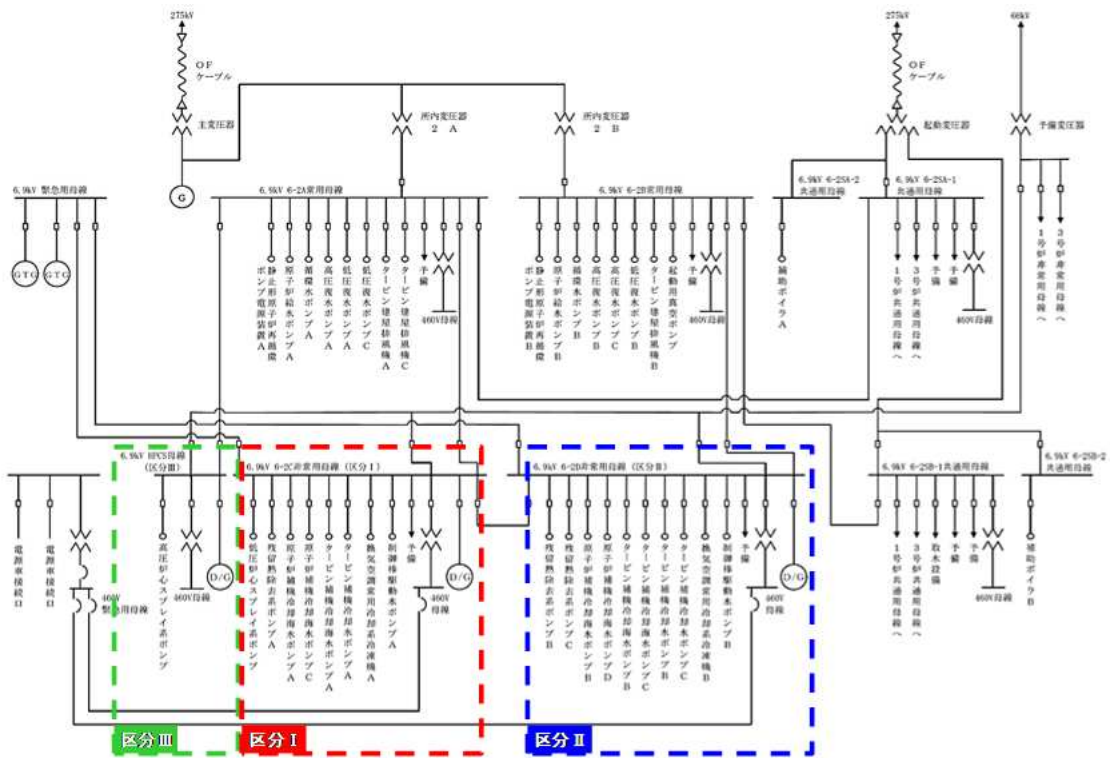
空調機	可燃性ガス濃度制御系 (A) 室, (B) 室用の空調機にはそれぞれの区分 (A 系 : 区分 I, B 系 : 区分 II) に応じた電源, 冷却水が供給されている。
-----	--

可燃性ガス濃度制御系 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	13
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
対象系統・機器	非常用所内電源設備
多重性／多様性	非常用所内電源設備は3区分（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）設置しており，多重性を有している。
独立性	<p>（1）非常用所内電源設備は，いずれも二次格納施設外の環境条件に想定される自然現象※においても，健全に動作するよう設計されている。 ※風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災</p> <p>（2）非常用所内電源設備は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，それぞれの区分は異なるエリアに分離して配置しており，溢水，火災が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>（3）非常用所内電源設備は，異なる区分間を接続する電路には複数のしゃ断器が設置しており，電気事故が発生した場合でも確実に電氣的な分離ができるよう設計されている。また，電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記（1）～（3）により，共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用所内電源設備（区分Ⅰ）：100%×1系統</li> <li>・非常用所内電源設備（区分Ⅱ）：100%×1系統</li> <li>・非常用所内電源設備（区分Ⅲ）：100%×1系統</li> </ul>
系統概略図	非常用所内電源設備：添付 2-35

- : 非常用所内電源設備 (区分Ⅰ)
- : 非常用所内電源設備 (区分Ⅱ)
- : 非常用所内電源設備 (区分Ⅲ)



【その他 運転継続に必要な設備】

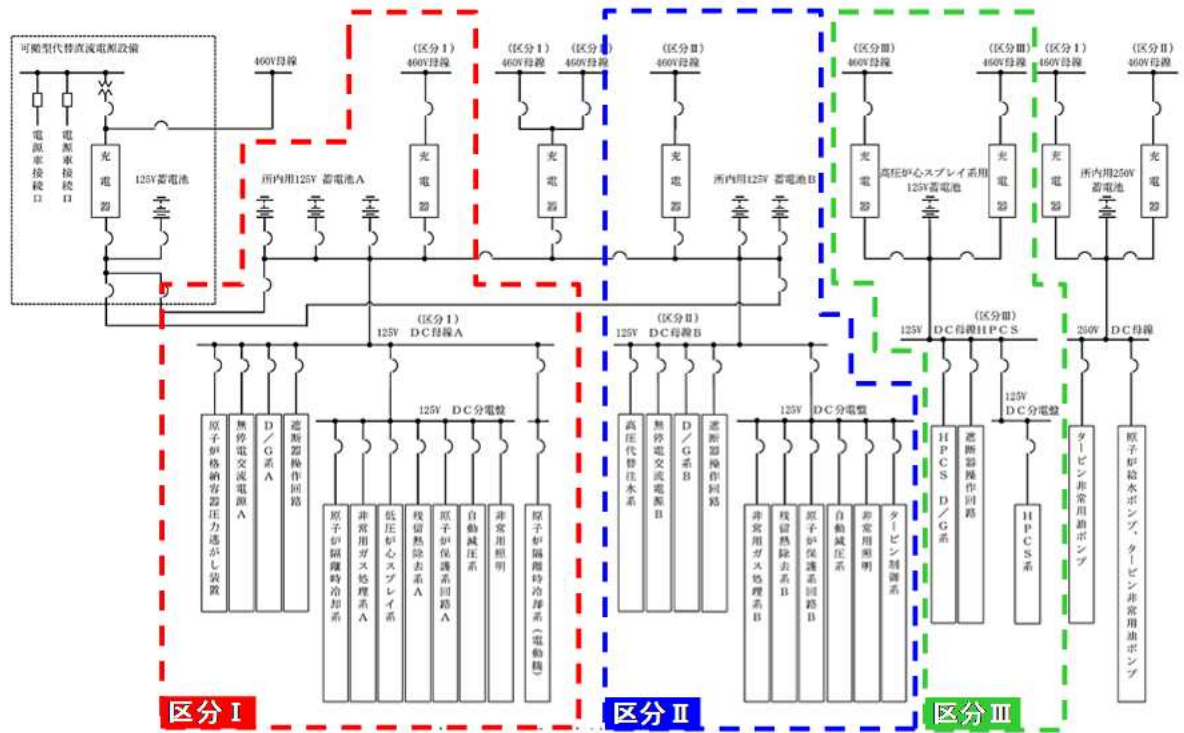
空調機	各区分の非常用電気品室用の空調機にはそれぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている。
-----	--

非常用所内電源設備 系統概略図



重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	14
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
対象系統・機器	非常用所内電源設備 (直流電源系)
多重性／多様性	非常用所内電源設備（直流電源系）は3区分（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）設置しており，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 非常用所内電源設備（直流電源系）は，いずれも二次格納施設外の環境条件に想定される自然現象*においても，健全に動作するよう設計されている。</p> <p style="text-align: center;">※風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災</p> <p>(2) 非常用所内電源設備（直流電源系）は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，それぞれの区分は異なるエリアに分離して配置しており，溢水，火災が発生した場合においても，安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 非常用所内電源設備（直流電源系）は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記（1）～（3）により，共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
期間	低温停止の維持やその監視系に必要な電源であることから，使用時間は24時間以上（長期間）とする。
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・直流電源設備（区分Ⅰ）：100%×1系統</li> <li>・直流電源設備（区分Ⅱ）：100%×1系統</li> <li>・直流電源設備（区分Ⅲ）：100%×1系統</li> </ul>
系統概略図	非常用所内電源設備（直流電源系）：添付 2-37



【その他 運転継続に必要な設備】

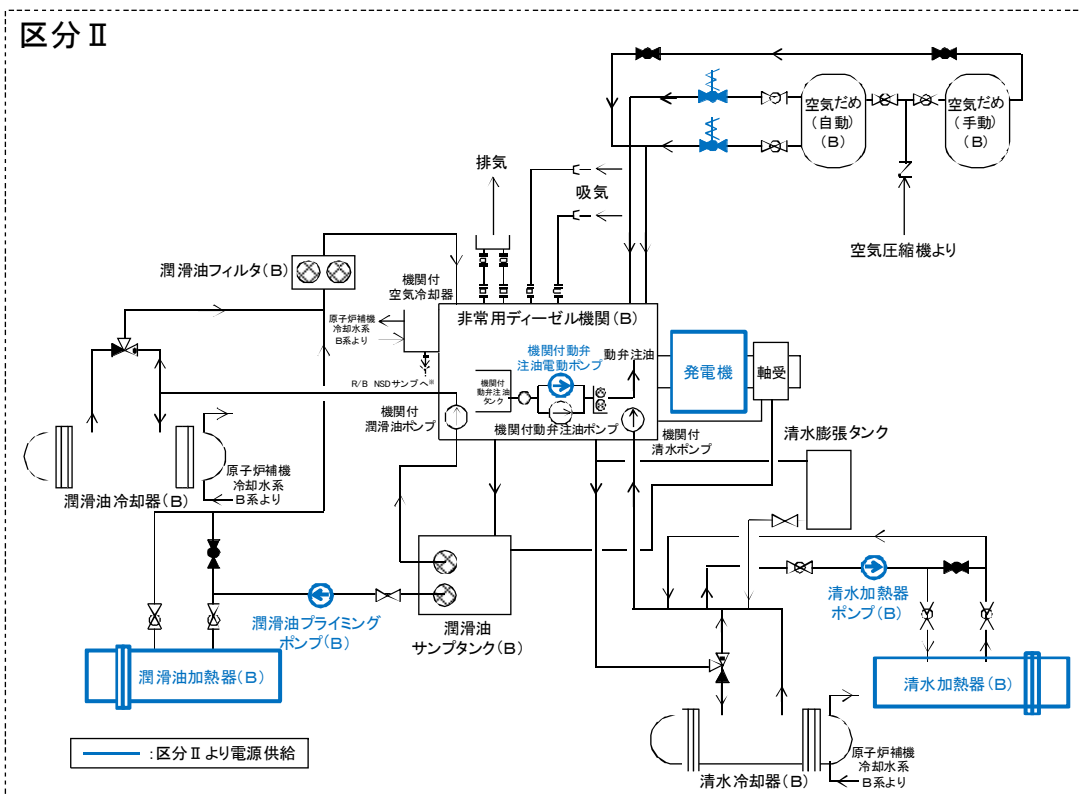
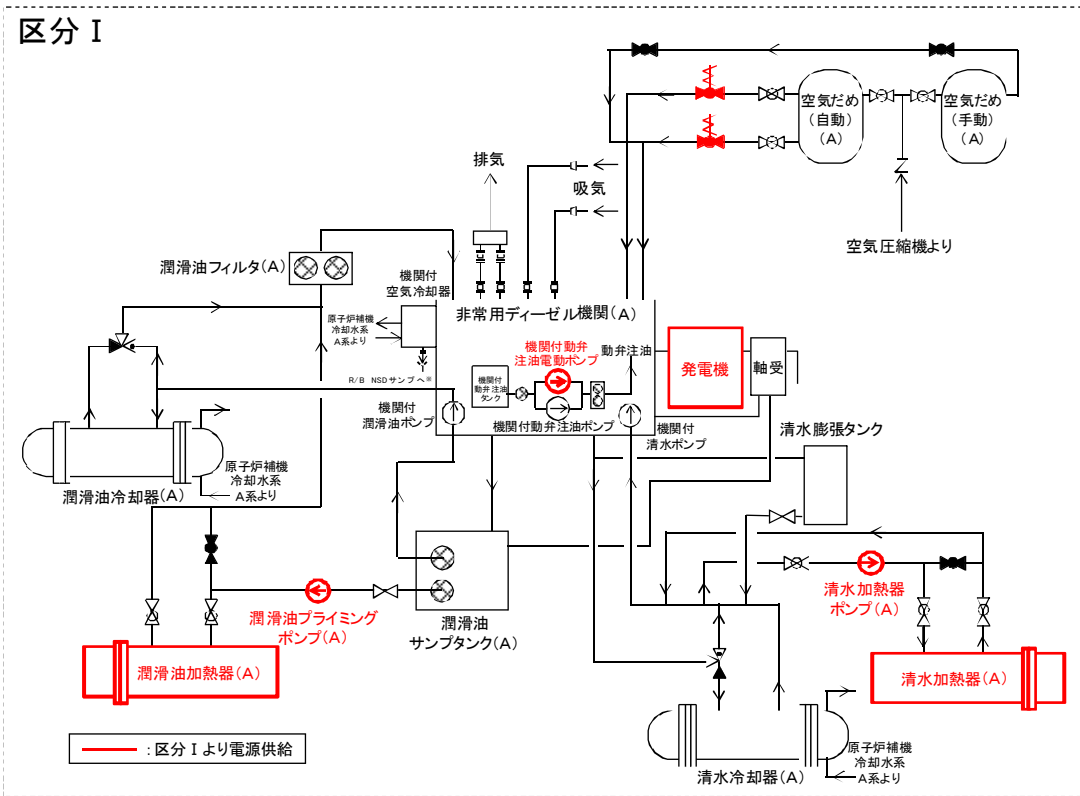
空調機	各区分の直流バッテリー室はそれぞれの区分に応じた電源、冷却水で駆動される空調機により空調される。
-----	--

非常用所内電源設備（直流電源系） 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

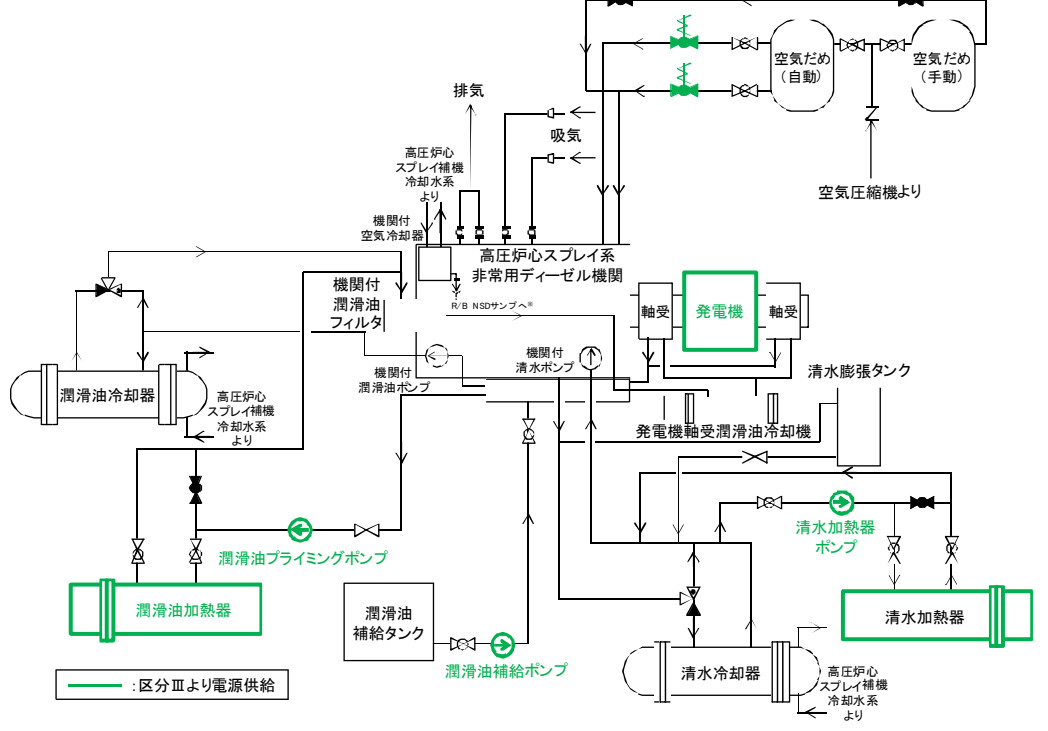
No.	15
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
	非常用の交流電源機能
対象系統・機器	非常用ディーゼル発電設備
多重性／多様性	非常用ディーゼル発電設備は3区分（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）設置しており，多重性を有している。
独立性	<p>（1）非常用ディーゼル発電設備は，原子炉建屋附属棟内に設置しており，原子炉建屋附属棟内の環境条件に想定される自然現象※においても，健全に動作するよう設計している。</p> <p>※風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災</p> <p>（2）非常用ディーゼル発電設備A系，B系および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，それぞれの区分は異なるエリアに分離して配置しており，溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>（3）電源，補機冷却系はそれぞれ区分が異なる系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）から供給されている。また，燃料移送系はそれぞれの区分がタイラインで接続されているが，タイラインには2つのプラント運転中常時閉の止め弁※を設置している。</p> <p>※止め弁および止め弁までのラインも主ライン（安全上の機能分類MS-1，耐震Sクラス）と同等の設計である。</p> <p>上記（1）～（3）により，共通要因または従属要因によって全ての系統または機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電設備：100%×2系統</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備：100%×1系統</li> </ul>
系統概略図	非常用ディーゼル発電設備：添付2-39～添付2-40

- 区分Ⅰ電源
- 区分Ⅱ電源
- 区分Ⅲ電源

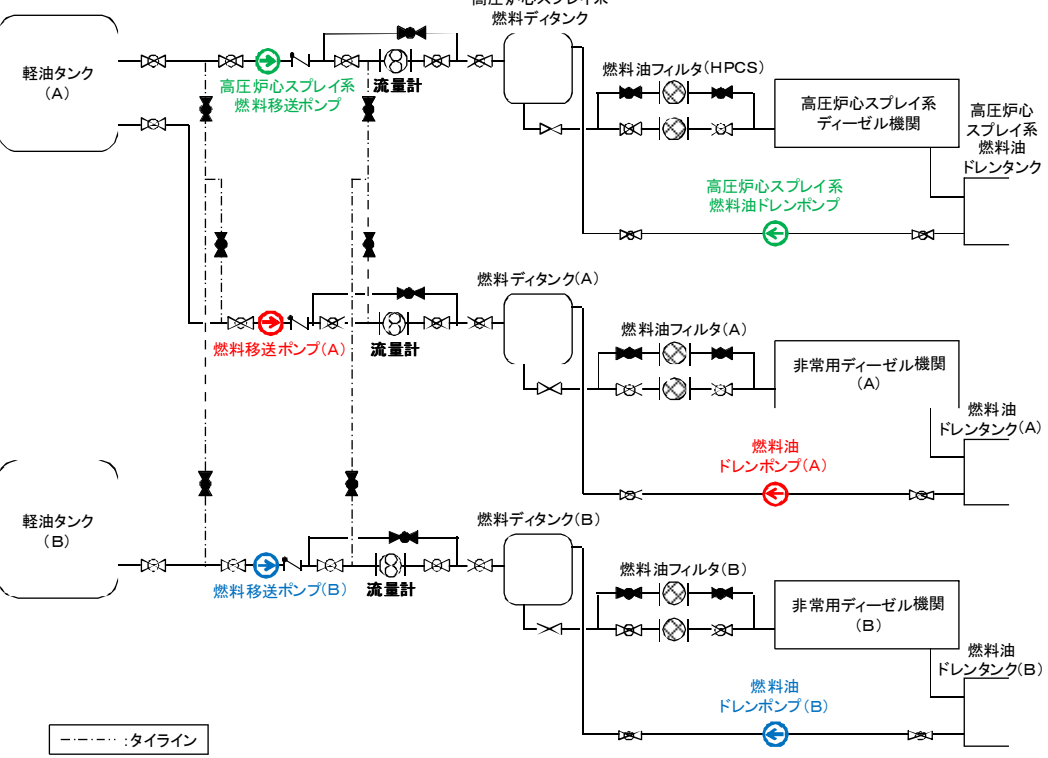


非常用ディーゼル発電設備 系統概略図 (1 / 2)

区分Ⅲ



燃料系



【その他 運転継続に必要な設備】

空調機	各非常用ディーゼル発電設備用の空調機にはそれぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている。
-----	--

非常用ディーゼル発電設備 系統概略図 (2 / 2)

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

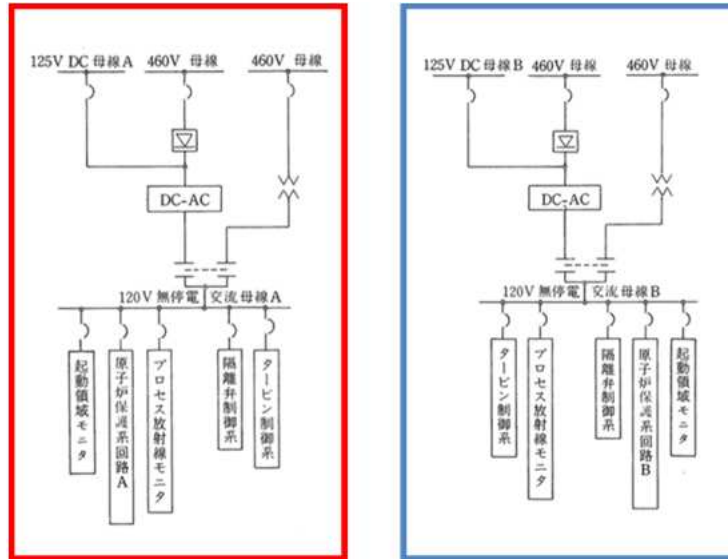
No.	16
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
	非常用の直流電源機能
対象系統・機器	直流電源設備
多重性／多様性	直流電源設備は3区分（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）設置しており，多重性を有している。
独立性	<p>（1）直流電源設備は，いずれも二次格納施設外の環境条件に想定される自然現象※においても，健全に動作するよう設計されている。</p> <p>※風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災</p> <p>（2）直流電源設備は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，それぞれの区分は異なるエリアに分離して配置しており，溢水，火災が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>（3）直流電源設備は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記（1）～（3）により，共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
期間	低温停止の維持やその監視系に必要な電源であることから，使用時間は24時間以上（長期間）とする。
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・直流電源設備（区分Ⅰ）：100%×1系統</li> <li>・直流電源設備（区分Ⅱ）：100%×1系統</li> <li>・直流電源設備（区分Ⅲ）：100%×1系統</li> </ul>
系統概略図	非常用所内電源設備（直流電源系）：添付 2-37

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	17
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
	非常用の計測制御用直流電源機能
対象系統・機器	計装用電源設備
多重性／多様性	計装用電源設備は2区分(区分Ⅰ, Ⅱ)設けており, 多重性を有している。
独立性	<p>(1) 計装用電源設備は, いずれも二次格納施設外の環境条件に想定される自然現象※においても, 健全に動作するよう設計されている。</p> <p>※風(台風), 竜巻, 凍結, 降水, 積雪, 落雷, 火山の影響, 生物学的事象, 森林火災</p> <p>(2) 計装用電源設備は, いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また, それぞれの区分は異なるエリアに分離して配置しており, 溢水, 火災が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 計装用電源設備は, それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また, 電路においても物理的, 電氣的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により, 共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから, 独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・計装用電源設備(区分Ⅰ): 100%×1系統</li> <li>・計装用電源設備(区分Ⅱ): 100%×1系統</li> </ul>
系統概略図	計装用電源設備: 添付2-43

— : 計装用電源設備 (区分 I)

— : 計装用電源設備 (区分 II)



【その他 運転継続に必要な設備】

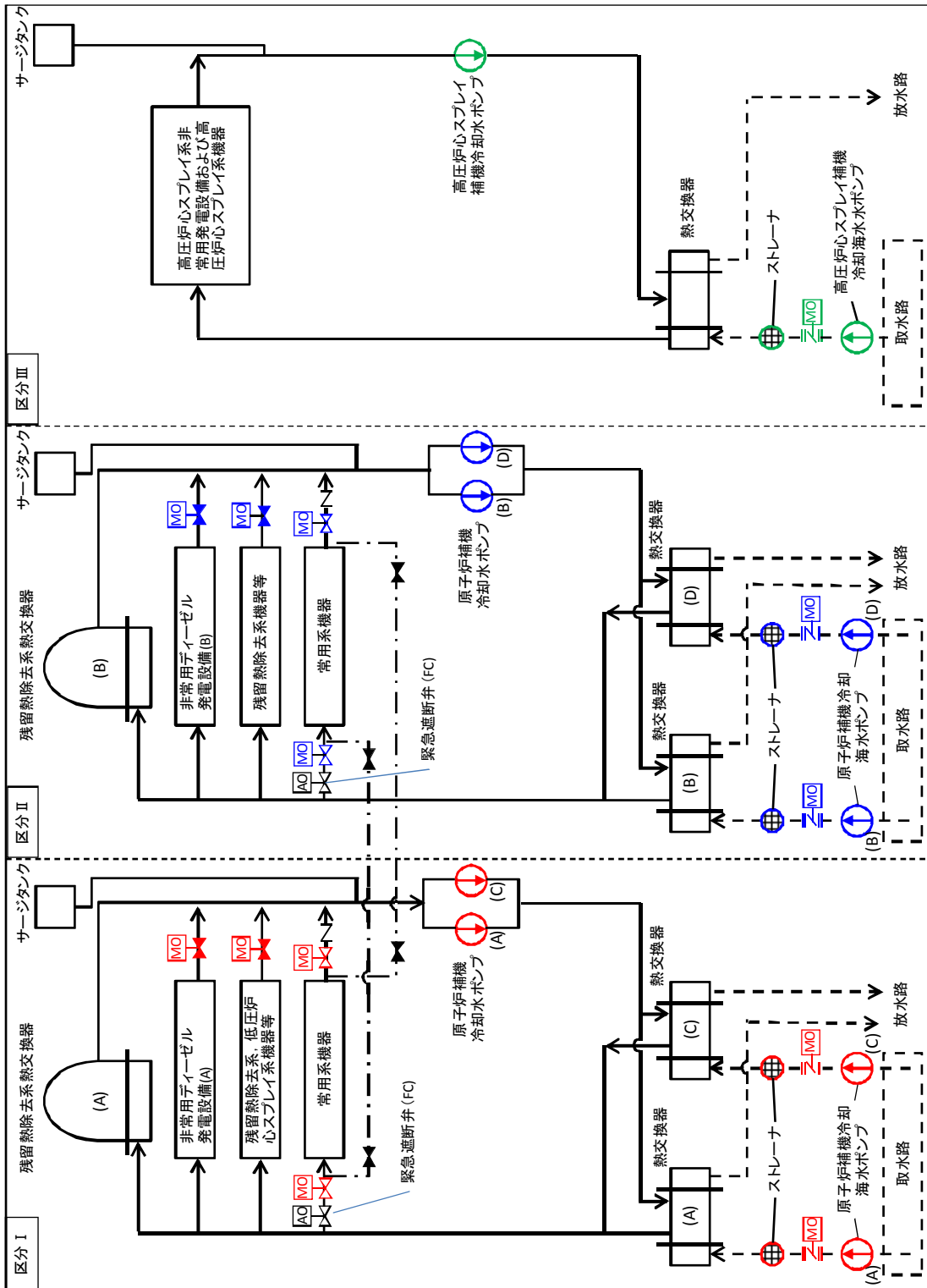
空調機	各区分の計測制御電源室用の空調機にはそれぞれの区分に応じた電源, 冷却水が供給されている。
-----	---

計装用電源設備 系統概略図



重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	18, 19
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 補機冷却機能 冷却用海水供給機能
対象系統・機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系 高圧炉心スプレイ補機冷却水系／高圧炉心スプレイ補機冷却海水系
多重性／多様性	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系および高圧炉心スプレイ補機冷却水系／高圧炉心スプレイ補機冷却海水系は異なる3つの区分（区分Ⅰ，区分Ⅱおよび区分Ⅲ）に対応した3系統で構成され，各区分の負荷へ物理的に独立して冷却水を供給することから，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系および高圧炉心スプレイ補機冷却水系／高圧炉心スプレイ補機冷却海水系は二次格納施設および二次格納施設外に設置しており，それぞれのエリアの環境条件に想定される自然現象※においても，健全に動作するよう設計している。</p> <p>※風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災</p> <p>(2) 原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系の非常用系および高圧炉心スプレイ補機冷却水系／高圧炉心スプレイ補機冷却海水系は耐震Sクラス設備として設計している。また，それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており，溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系および高圧炉心スプレイ補機冷却水系／高圧炉心スプレイ補機冷却海水系はそれぞれ異なる区分から電源供給されている。また，区分Ⅰ，区分Ⅱの原子炉補機冷却水系は常用系においてタイラインにより接続されているが，タイラインには運転中常時閉の止め弁を2弁設置している。</p> <p>なお，常用系と非常用系は緊急遮断弁※にて隔離可能である。</p> <p>※緊急遮断弁も主ライン（安全上の機能分類MS-1，耐震Sクラス）と同等の設計である。</p> <p>上記（1）～（3）により，共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系：100%×2系統</li> <li>・高圧炉心スプレイ補機冷却水系／高圧炉心スプレイ補機冷却海水系：100%×1系統</li> </ul>
系統概略図	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系および高圧炉心スプレイ補機冷却水系／高圧炉心スプレイ補機冷却海水系：添付2-45



- 区分Ⅰ電源
- 区分Ⅱ電源
- 区分Ⅲ電源

【その他 運転継続に必要な設備】

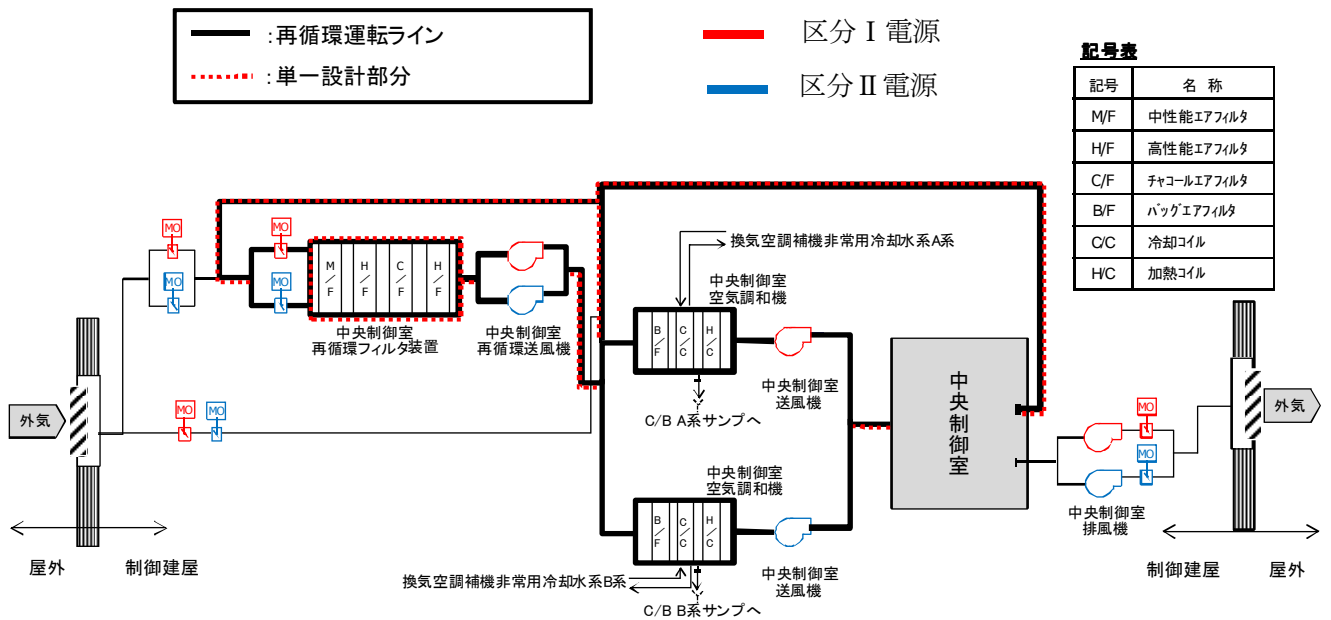
空調機	原子炉補機冷却水ポンプ (A), (B) 室および高圧炉心スプレ イ補機冷却水ポンプ室用の空調機にはそれぞれの区分に応じた電 源, 冷却水が供給されている。
-----	--

— : 淡水    - - - : 海水    --- : タイライン

原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系および  
高圧炉心スプレイ補機冷却水系／高圧炉心スプレイ補機冷却海水系 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	20
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
	原子炉制御室非常用換気空調機能
対象系統・機器	中央制御室換気空調系
多重性／多様性	中央制御室換気空調系の再循環運転ラインのうち、排風機等の動的機器については多重化されているが、再循環フィルタ装置およびダクトの一部は単一設計となっているため、基準適合性に関する更なる検討が必要である。
独立性	<p>(1) 中央制御室換気空調系は、制御建屋内に設置しており、制御建屋の環境条件に想定される自然現象※においても、健全に動作するよう設計している。</p> <p style="text-align: center;">※風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災</p> <p>(2) 中央制御室換気空調系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、排風機等の動的機器は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 多重化されている排風機等の動的機器の電源はそれぞれ異なる区分（区分Ⅰ，区分Ⅱ）から供給している。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
容量	100%×2系統 100%×1系統（再循環フィルタ装置およびダクトの一部）
系統概略図	中央制御室換気空調系：添付 2-47



【その他 運転継続に必要な設備】

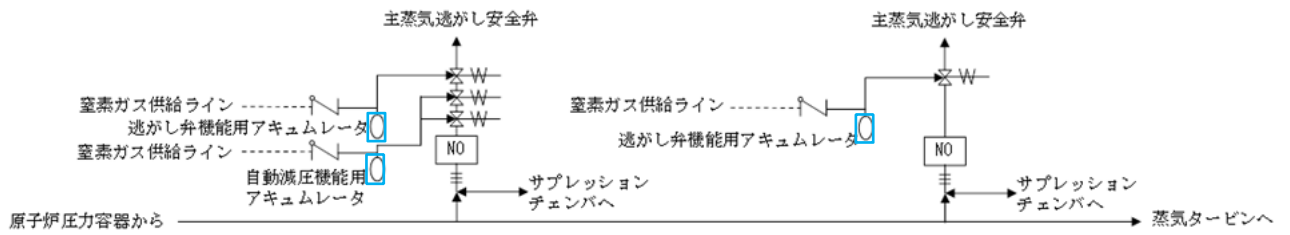
空調機	各区分の制御建屋空調機械室用の空調機にはそれぞれの区分に応じた電源，冷却水が供給されている。
-----	--

中央制御室換気空調系 系統概略図

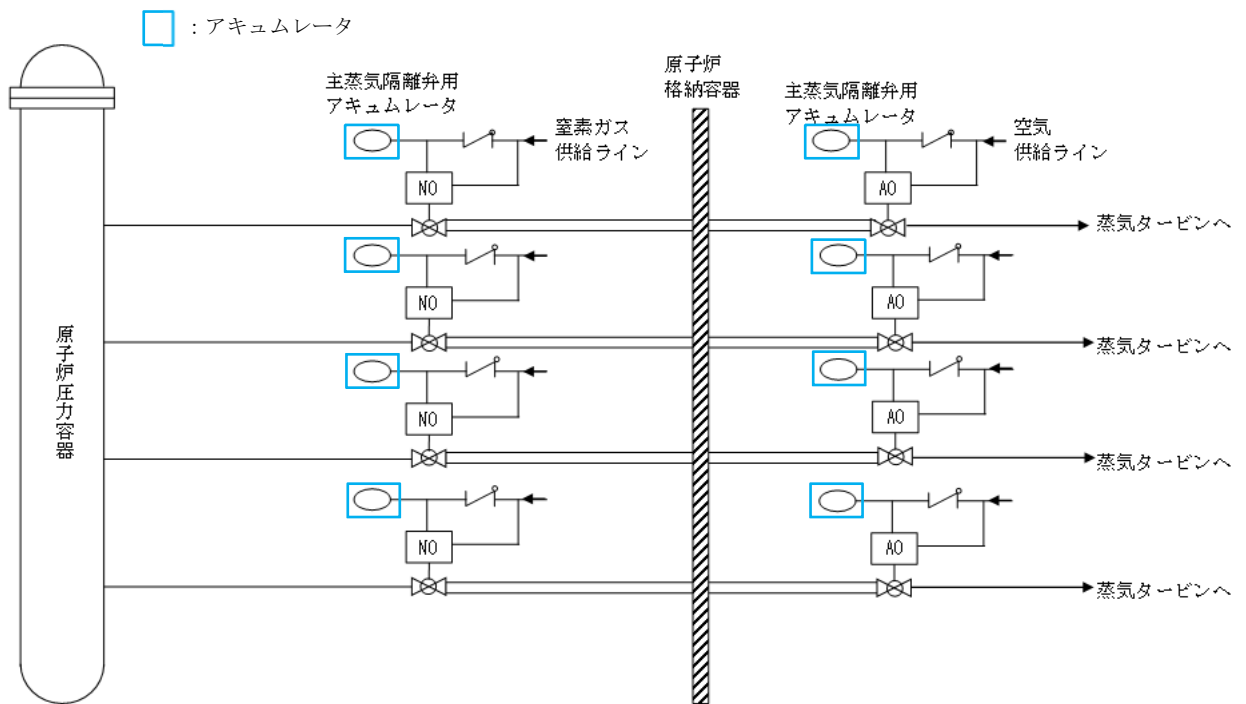
重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	21
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
	圧縮空気供給機能
対象系統・機器	主蒸気逃がし安全弁および主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源
多重性／多様性	駆動用圧縮空気源（アキュムレータ）は、多重化された主蒸気逃がし安全弁、主蒸気隔離弁各々に設置していることから、駆動用圧縮空気源も多重性を有している。
独立性	<p>（１）主蒸気逃がし安全弁および主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源は、二次格納施設および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するように設計している。</p> <p>（２）主蒸気逃がし安全弁および主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源は、いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また、主蒸気逃がし安全弁複数の主蒸気管に分散して配置されている。</p> <p>（３）主蒸気逃がし安全弁および主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源は、原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計であり溢水によって機能喪失しない。また、プラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。また、各設備は分散配置しており、同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記（１）～（３）により、共通要因または従属要因によって全ての機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気逃がし安全弁駆動用圧縮空気源の使用時間は 24 時間以上（長期間）</li> <li>・主蒸気隔離弁駆動用圧縮空気源の使用時間は 24 時間未満（短期間）</li> </ul>
容量	—
系統概略図	<p>主蒸気逃がし安全弁の駆動用圧縮空気源：添付 2-49</p> <p>主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源：添付 2-49</p>

□ : アキュムレータ



主蒸気逃がし安全弁の駆動用圧縮空気源 系統概略図



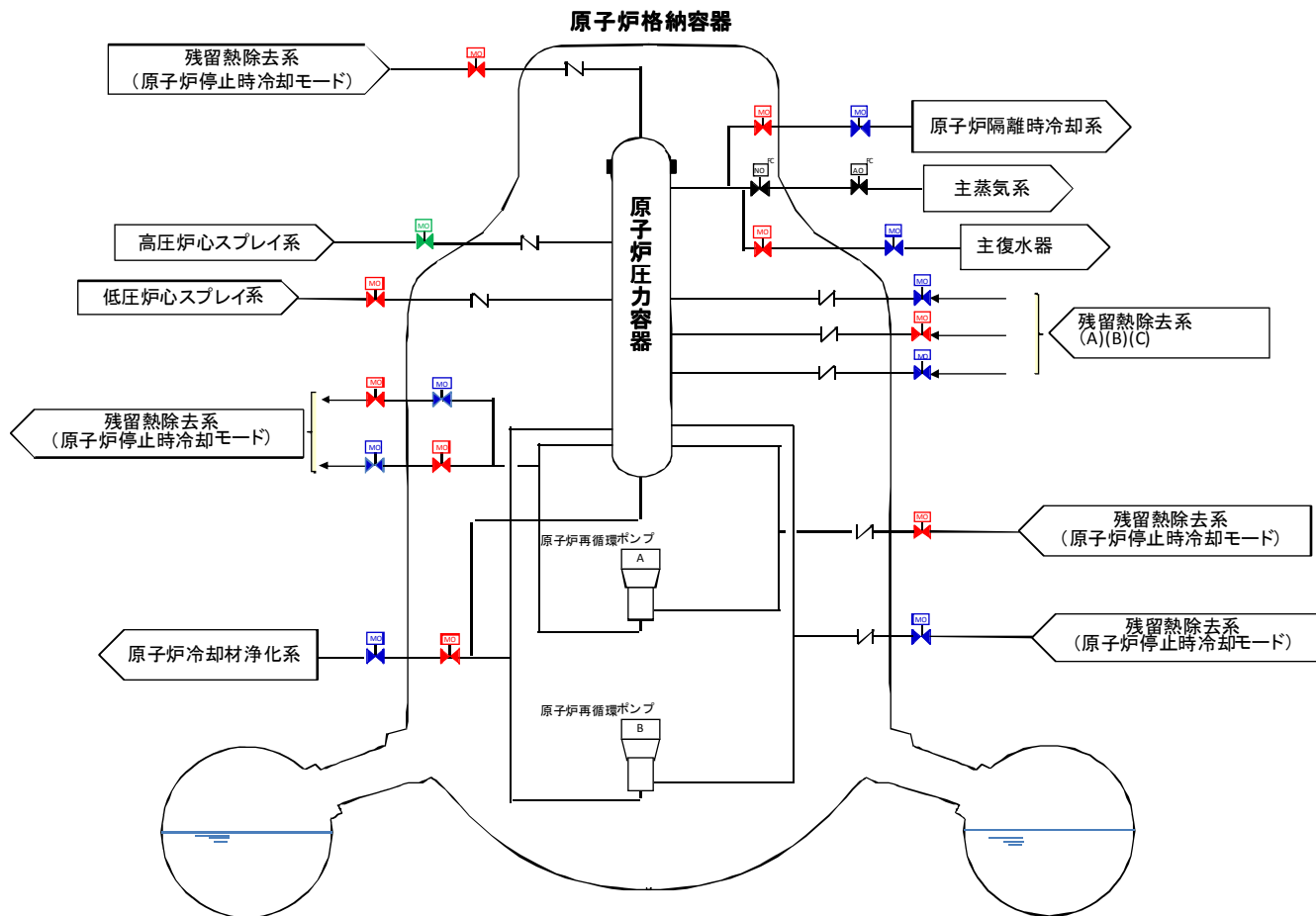
主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源 系統概略図

多重化された主蒸気逃がし安全弁，主蒸気隔離弁が各々駆動用の圧縮空気源（アキュムレータ）を有している。

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	22
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能
対象系統・機器	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁
多重性／多様性	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則の第十七条第1項への適合性を有しており、かつ、JEAC4602-2004「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」に基づき設置されていることから、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、原子炉格納容器内または二次格納施設内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災についてはそれぞれの配管の隔離弁が同時に機能喪失しないように分離配置等の設計をしている。</p> <p>(3) 第1隔離弁、第2隔離弁はそれぞれ独立した区分の駆動電源や駆動方法で、もう一方の隔離弁機能に波及しないよう設計しており、独立性を有している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因または従属要因によって全ての弁の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
期間	隔離時間は短時間だが、隔離状態を維持するための使用時間は24時間以上（長期間）
容量	—
系統概略図	原子炉圧力容器バウンダリ：添付 2-51

- 区分 I
- 区分 II
- 区分 III



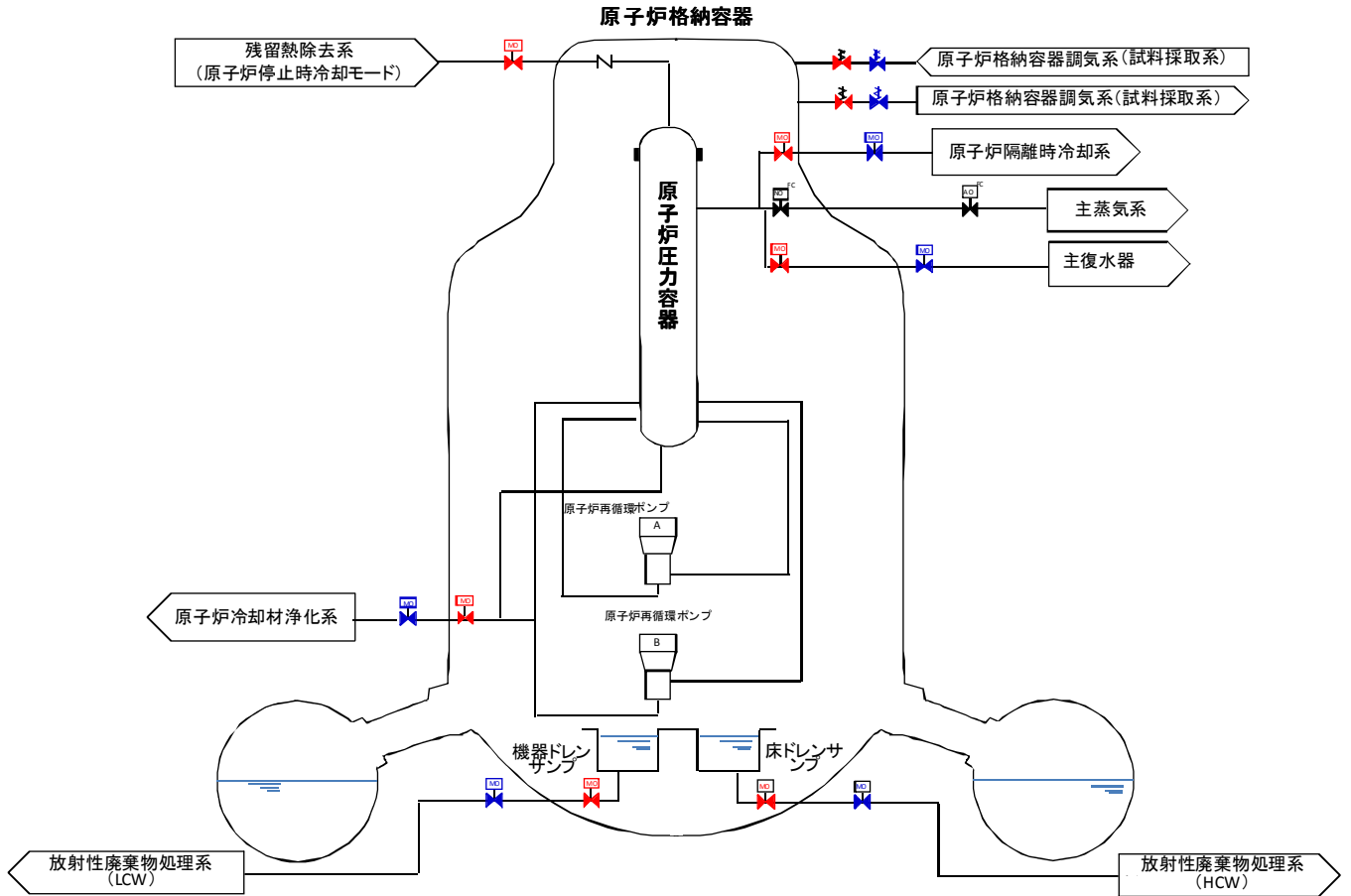
原子炉压力容器バウンダリ 概略図



重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	23
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
対象系統・機器	原子炉格納容器隔離弁
多重性／多様性	原子炉格納容器隔離弁は、設置許可基準規則の第三十二条第5項への適合性を有しており、かつ、JEAC4602-2004「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」に基づき設置されていることから、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 原子炉格納容器隔離弁は、原子炉格納容器内または二次格納施設内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉格納容器隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災についてはそれぞれの配管の隔離弁が同時に機能喪失しないように分離配置等の設計をしている。</p> <p>(3) 第1隔離弁、第2隔離弁はそれぞれ独立した区分の駆動電源や駆動方法で、もう一方の隔離弁機能に波及しないよう設計しており、独立性を有している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因または従属要因によって全ての弁の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
期間	隔離時間は短時間だが、隔離状態を維持するための使用時間は24時間以上（長期間）
容量	—
系統概略図	原子炉格納容器バウンダリ：添付 2-53

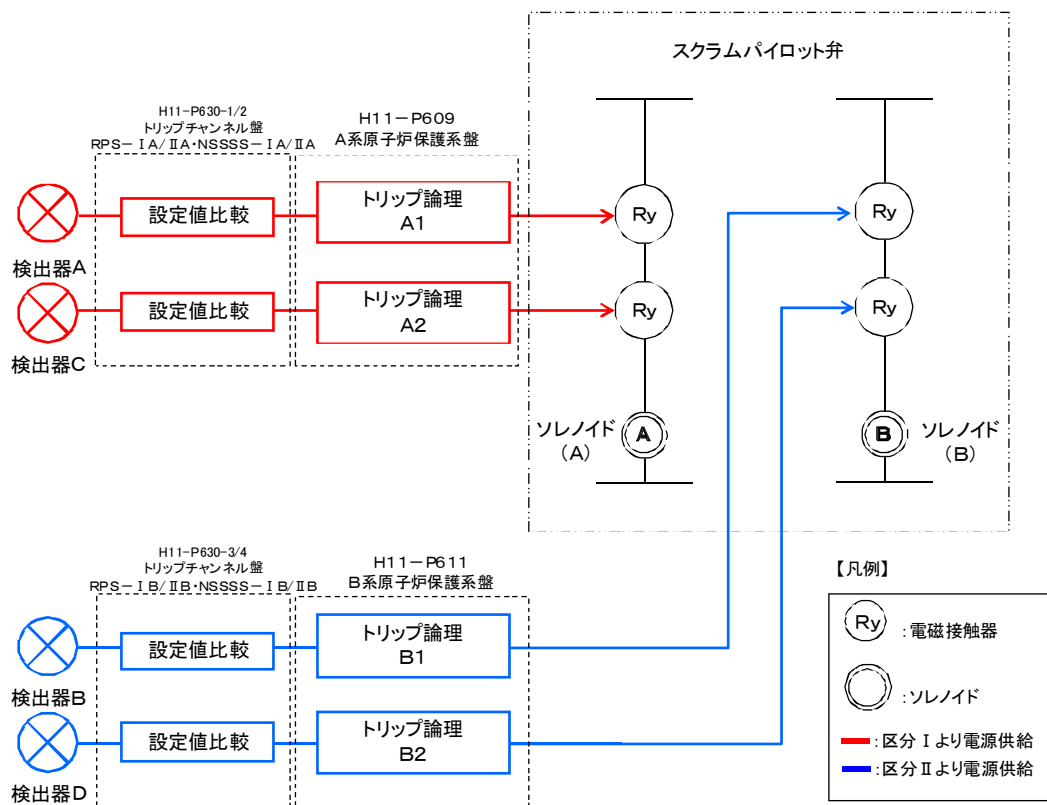
— 区分 I  
— 区分 II



原子炉格納容器バウンダリ 概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	24
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能
対象系統・機器	原子炉保護系の安全保護回路
多重性／多様性	原子炉保護系の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い、トリップ論理回路（1 out of 2 twice）を通じてトリップ信号を発生させており、多重性を有している。
独立性	<p>（1）原子炉保護系の検出器は主に二次格納施設内に設置しており、最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時において健全に動作するよう設計している。また、論理回路は中央制御室に設置しており、想定される自然現象※においても、健全に動作するよう設計している。</p> <p>※風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災</p> <p>（2）原子炉保護系の安全保護回路は耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災が発生した場合においても、原子炉スクラム信号を発生させるフェイルセーフ設計となっており、安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>（3）原子炉保護系の安全保護回路は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源（直流電源系）についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	使用時間はスクラムのタイミングのみ（短時間）
容量	—
系統概略図	原子炉保護系の安全保護回路：添付 2-55

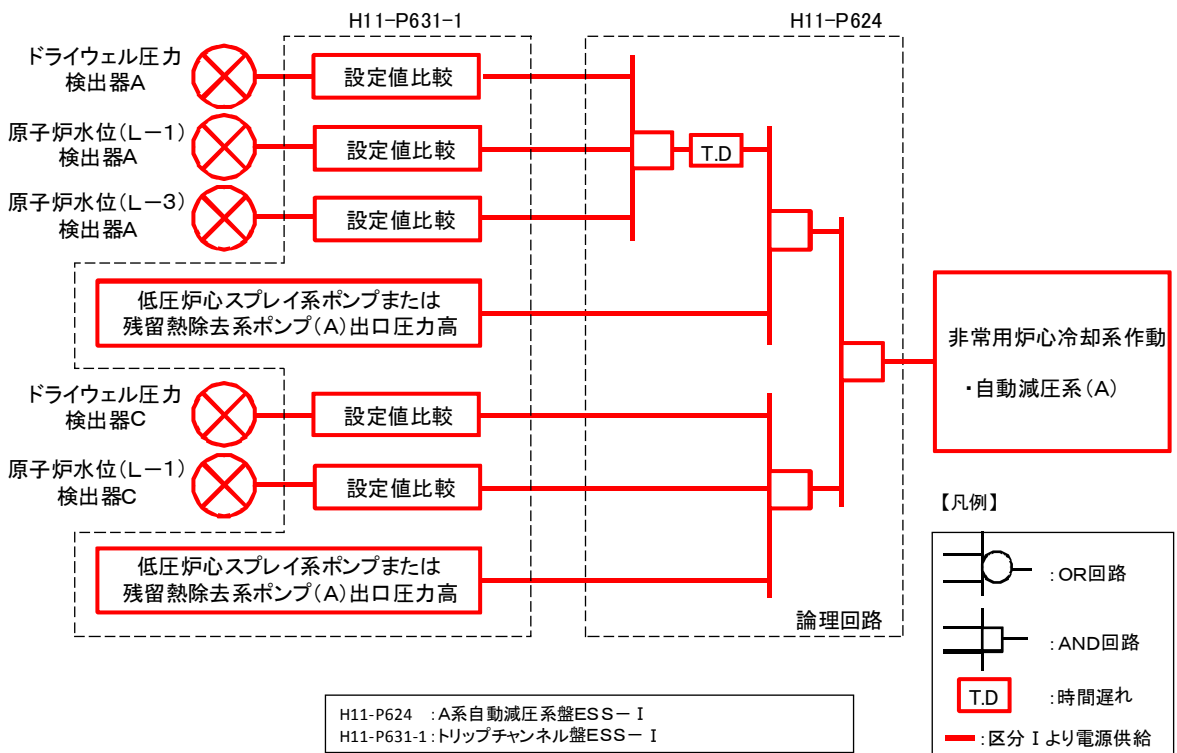
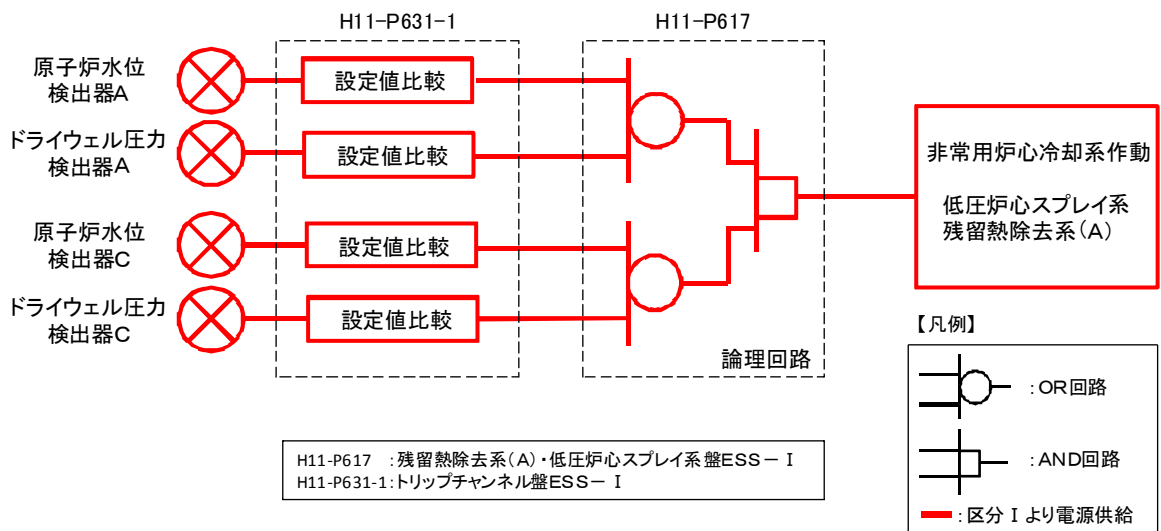


原子炉保護系の安全保護回路 概略図

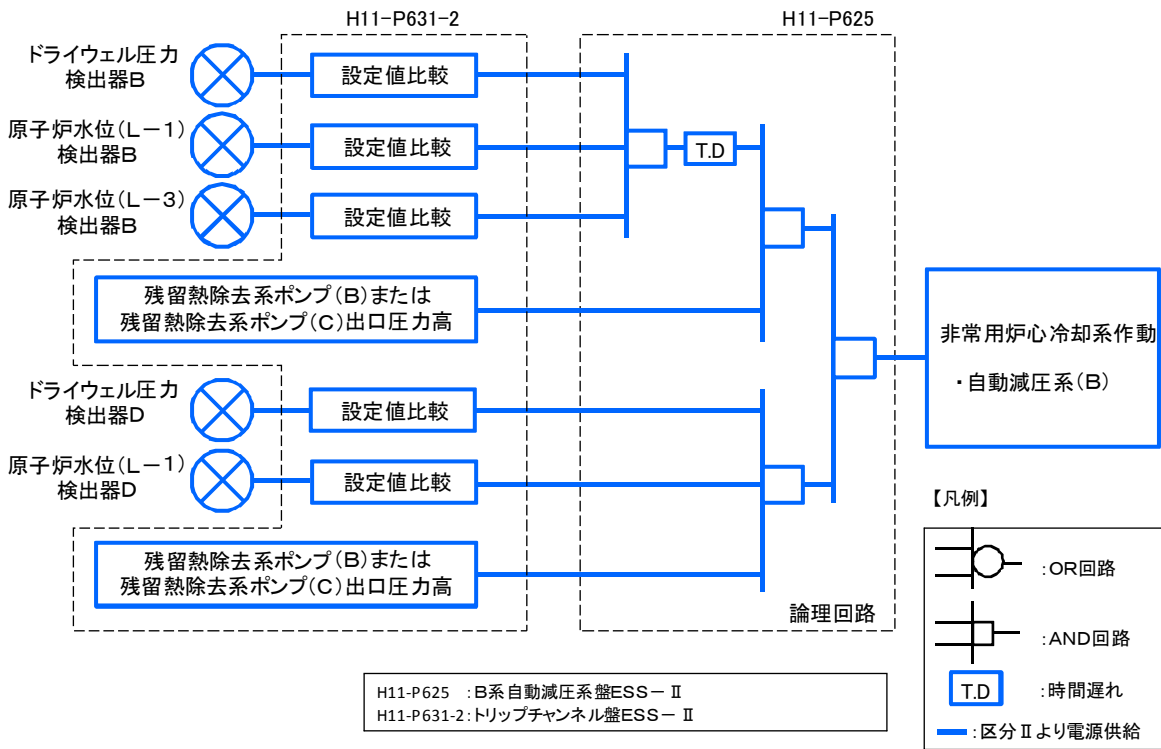
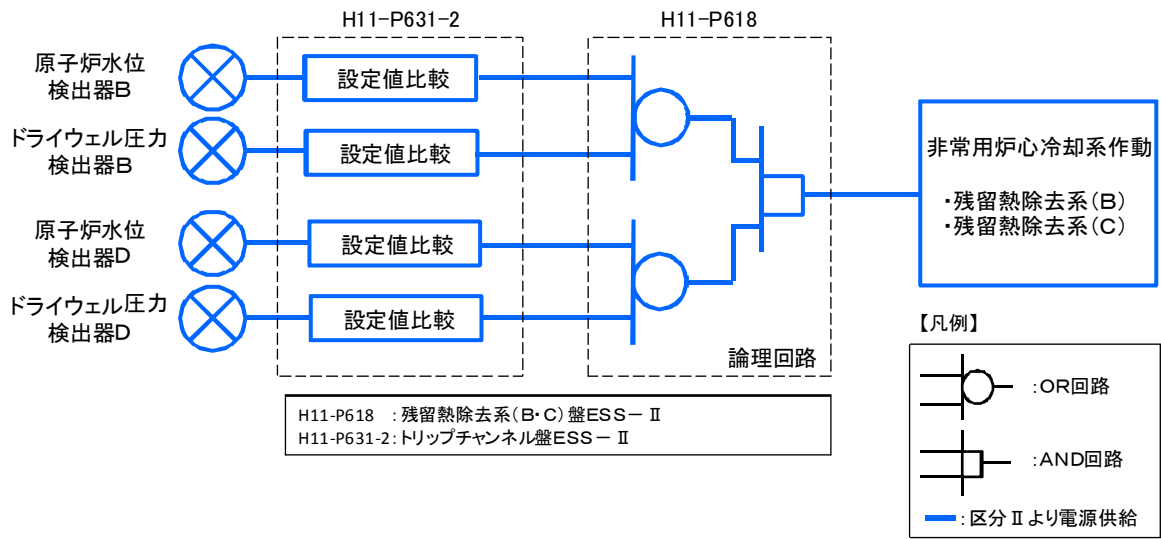
重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	25
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》
	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能
対象系統・機器	非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 非常用ガス処理系作動の安全保護回路
多重性／多様性	<p>非常用炉心冷却系作動の安全保護回路はそれぞれの区分に応じた検出器から得られた信号を用い、論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており、多重性または多様性を有している。</p> <p>主蒸気隔離の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い、論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており、多重性を有している。</p> <p>原子炉格納容器隔離の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い、論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており、多重性を有している。</p> <p>非常用ガス処理系作動の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い、論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており、多重性を有している。</p>
独立性	<p>(1) 非常用炉心冷却系作動、主蒸気隔離、原子炉格納容器隔離および非常用ガス処理系作動の安全保護回路（以下、「安全保護回路等」という。）の検出器は主に二次格納施設内に設置しており、最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時において健全に動作するよう設計している。また、論理回路は中央制御室に設置しており、想定される自然現象※においても、健全に動作するよう設計している。</p> <p>※風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災</p> <p>(2) 安全保護回路等は耐震Sクラス設備として設計している。また、検出器は区分に応じ異なるエリアに設置するとともに、設定値比較および論理回路についても区分に応じ異なる制御盤で構築しており、溢水、火災が発生した場合においても、安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 安全保護回路等は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統の故障が発生した場合におい</p>

No.	25
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり, それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》
	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能
	<p>ても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により, 共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから, 独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
容量	—
系統概略図	<p>非常用炉心冷却系作動の安全保護回路: 添付 2-58～60</p> <p>主蒸気隔離の安全保護回路: 添付 2-61</p> <p>原子炉格納容器隔離の安全保護回路: 添付 2-61</p> <p>非常用ガス処理系作動の安全保護回路: 添付 2-62</p>

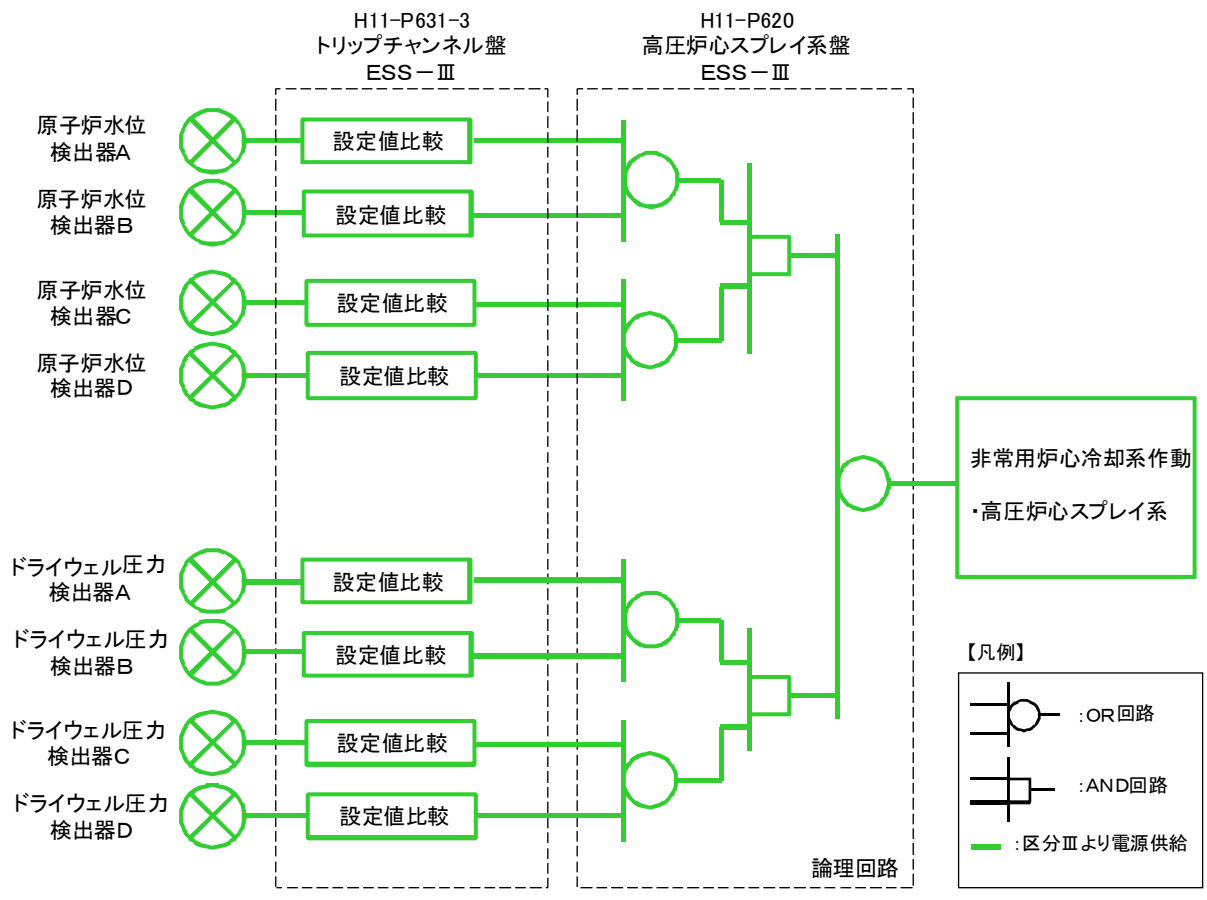


非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 概略図 (1 / 3)

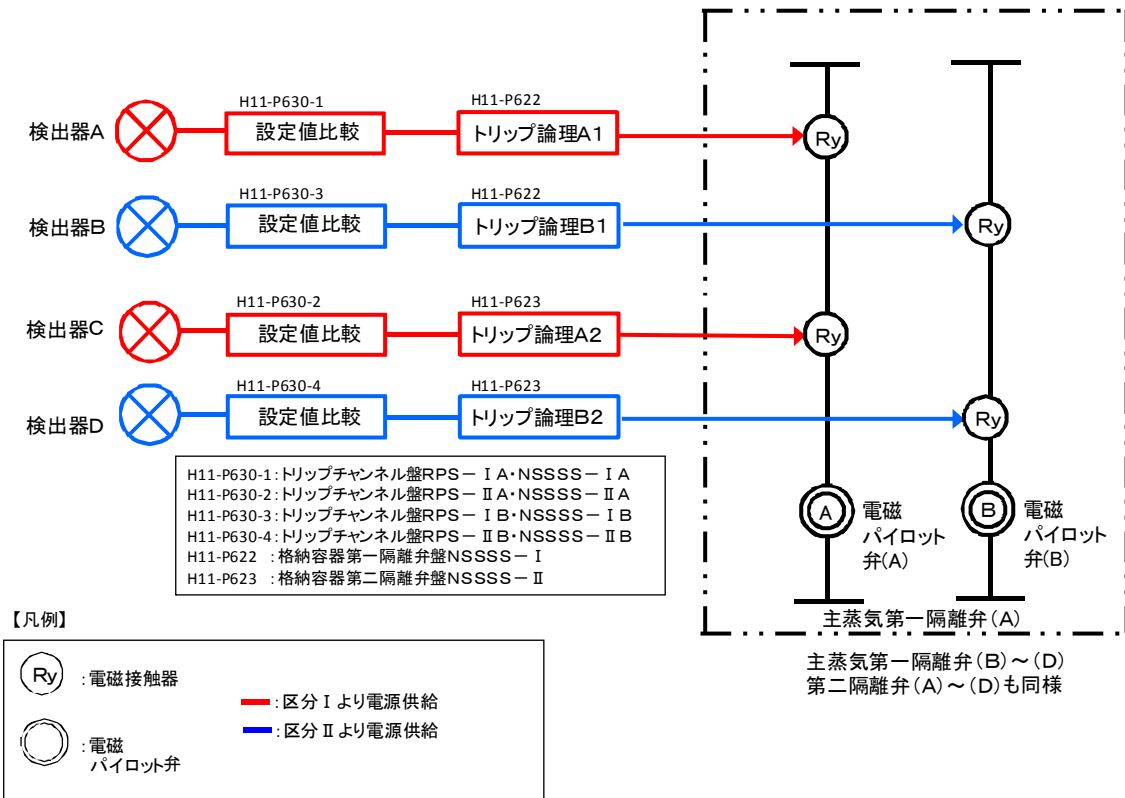


非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 概略図 (2 / 3)

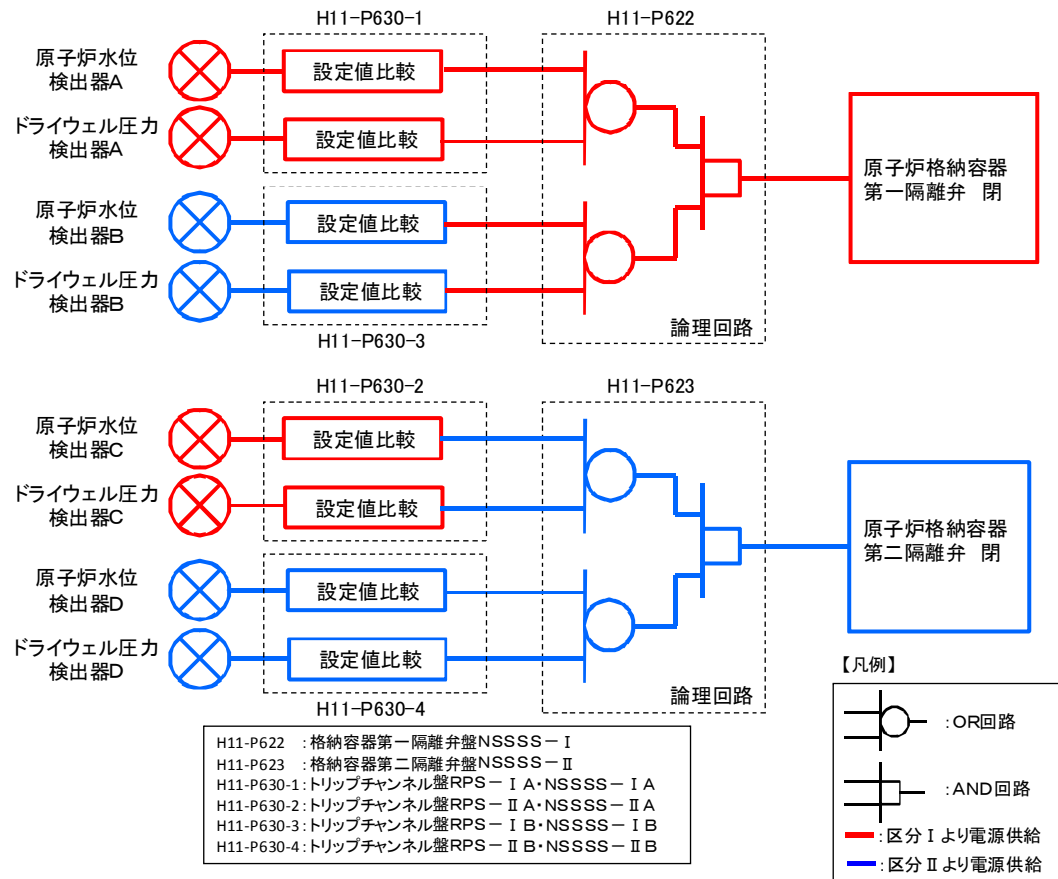




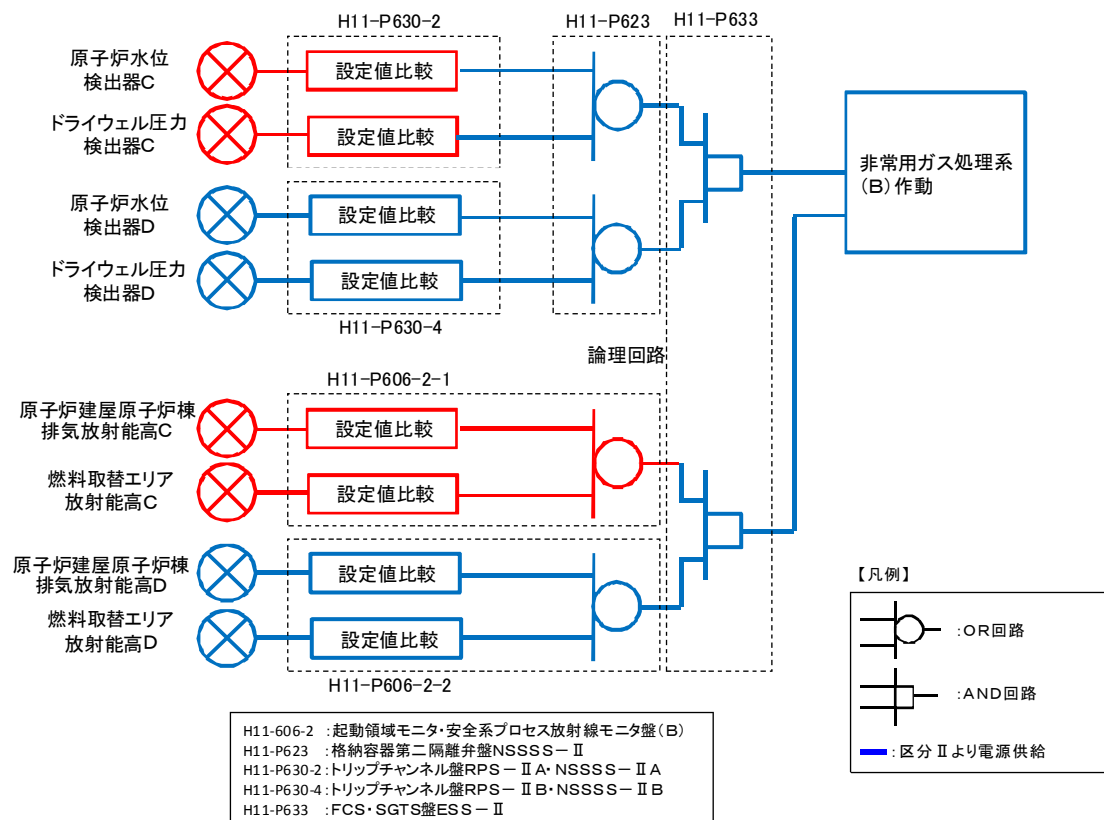
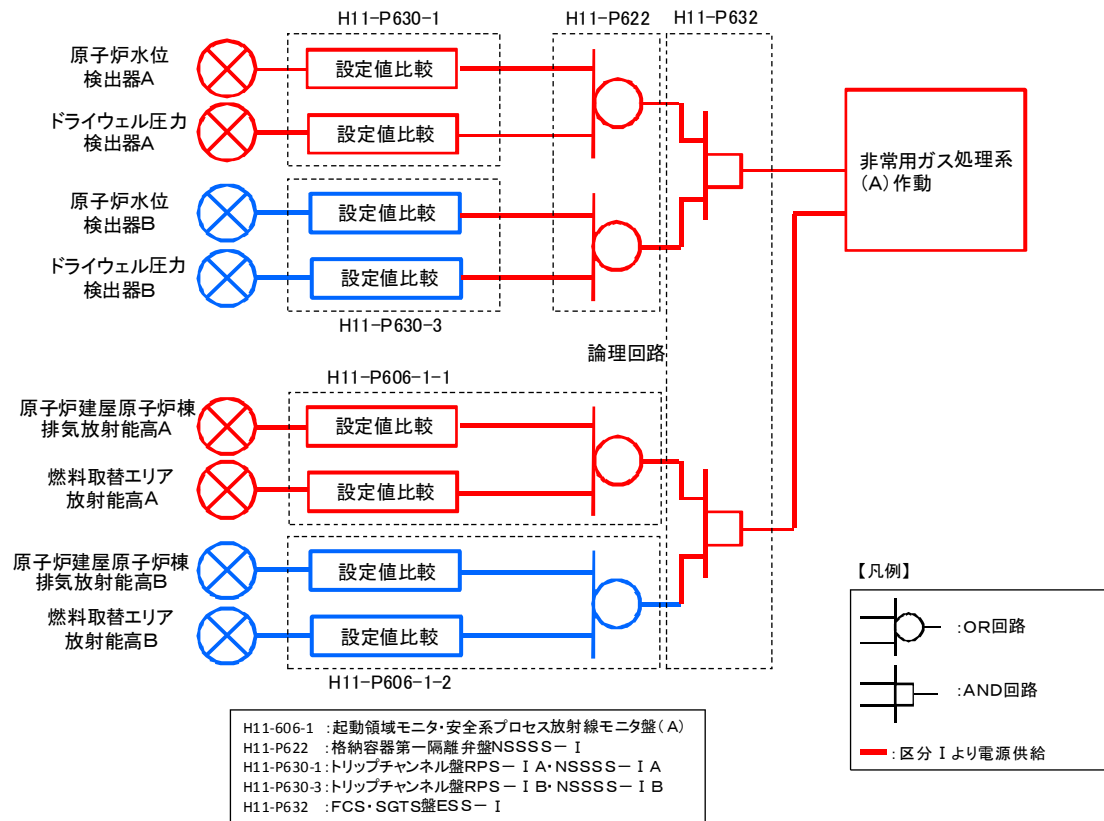
非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 概略図 (3 / 3)



主蒸気隔離の安全保護回路 概略図



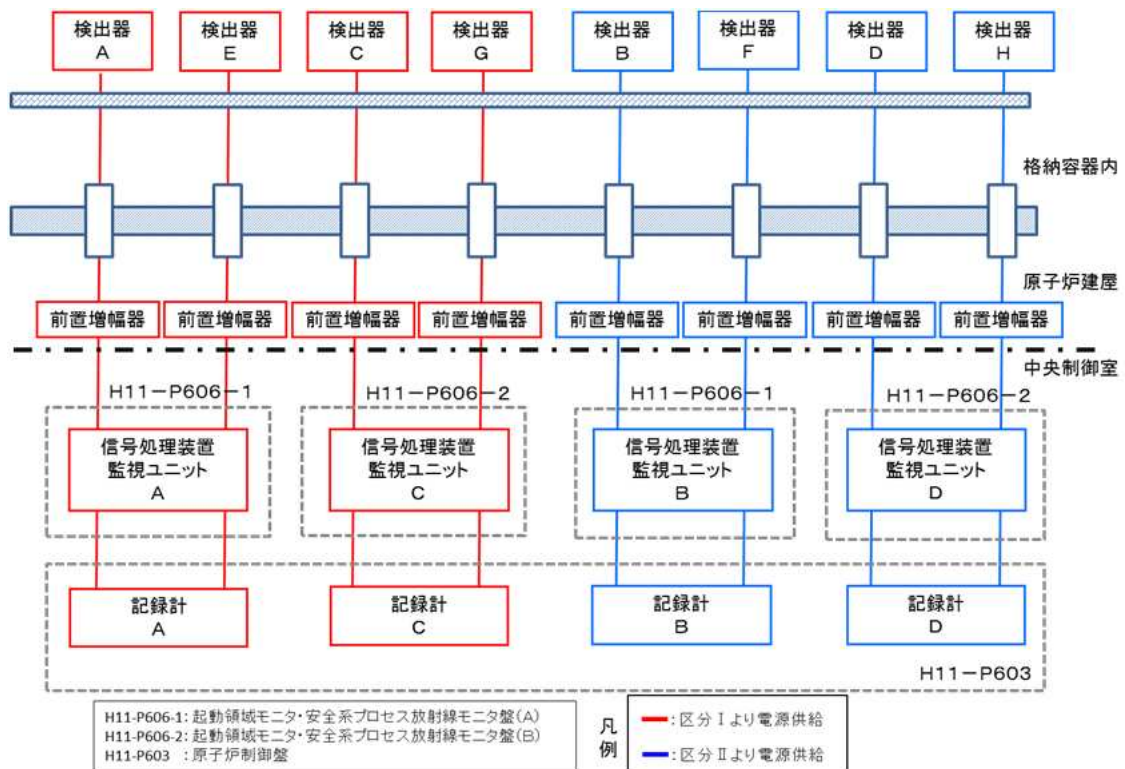
原子炉格納容器隔離の安全保護回路 概略図



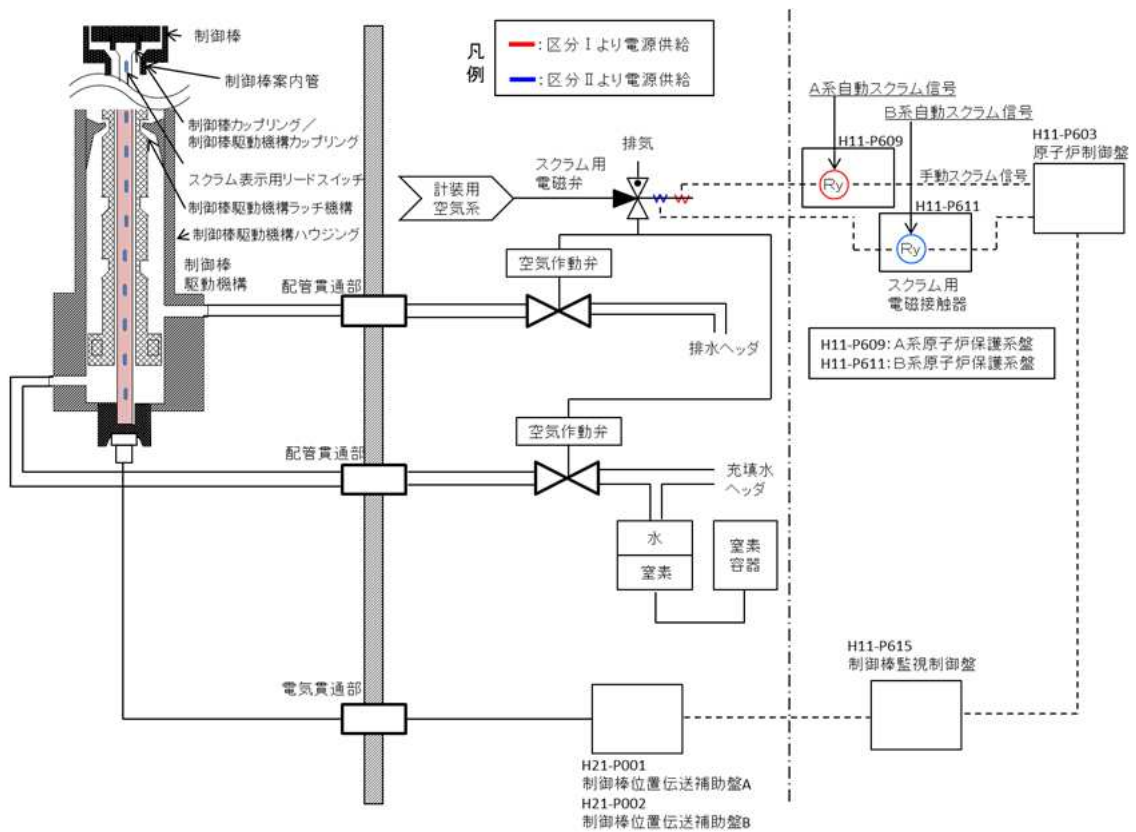
非常用ガス処理系作動の安全保護回路 概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	26
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時の原子炉停止状態の把握機能
対象系統・機器	中性子束（起動領域モニタ） 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 および 制御棒位置
多重性／多様性	起動領域モニタは2区分あり、多重性を有している。 原子炉スクラム用電磁接触器の状態と制御棒位置は、この2種で多様性を有している。
独立性	<p>(1) 起動領域モニタおよび制御棒位置の検出器は炉内に設置しており、炉内の環境下において健全に動作するよう設計している。指示計、記録計および原子炉スクラム用電磁接触器については、中央制御室に設置しており、想定される自然現象*においても、健全に動作するよう設計している。</p> <p>※風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災</p> <p>(2) 起動領域モニタおよび原子炉スクラム用電磁接触器は耐震Sクラス設備として設計している。また、起動領域モニタは、検出器を原子炉圧力容器内で分散して配置し、監視ユニットおよび記録計についてはそれぞれ異なる制御盤に配置していること、ならびに原子炉スクラム用電磁接触器の状態および制御棒位置は、それぞれの確認を異なる制御盤で行うよう設備を配置しており、溢水、火災が発生した場合においても、安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 起動領域モニタはその区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、原子炉スクラム用電磁接触器と制御棒位置についても異なるエリアに配置している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
容量	—
系統概略図	中性子束（起動領域モニタ）：添付 2-64 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 および 制御棒位置：添付 2-64



中性子束（起動領域モニタ） 系統概略図



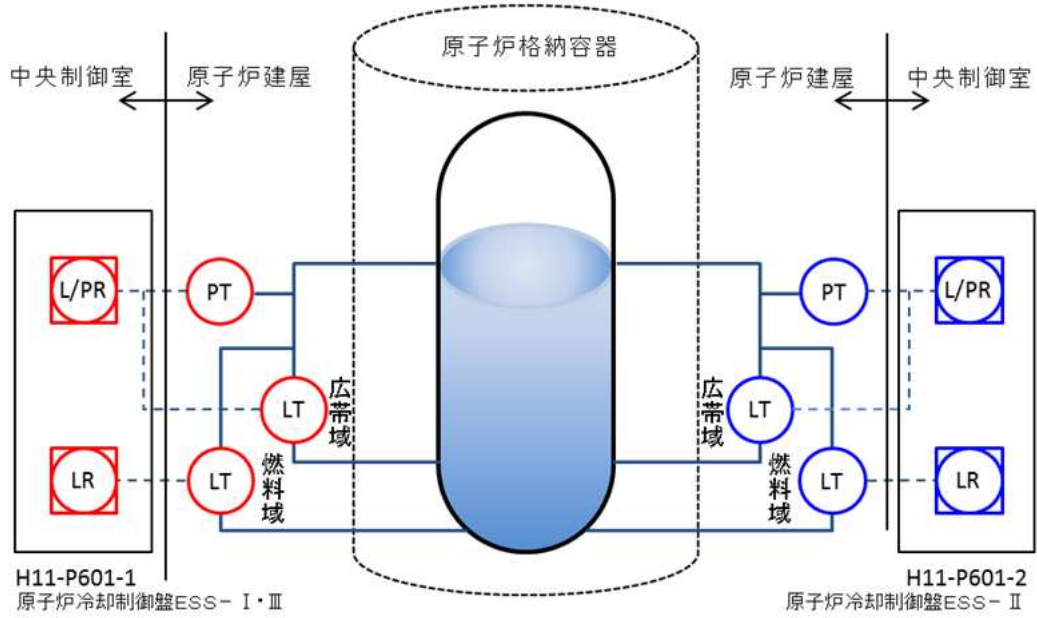
原子炉スクラム用電磁接触器の状態 および 制御棒位置 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	27
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時の炉心冷却状態の把握機能
対象系統・機器	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉圧力
多重性／多様性	原子炉水位（広帯域，燃料域）および原子炉圧力は、それぞれ2つの計装系により指示値を確認できることから多重性を有している。また、各々の系統において、異なる電源により計測している。
独立性	<p>(1) 原子炉水位計（広帯域，燃料域）および原子炉圧力計の発信器は二次格納施設内に設置しており、最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時において健全に動作するよう設計している。また、記録計については、中央制御室に設置しており、想定される自然現象※においても、健全に動作するよう設計している。</p> <p>※風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災</p> <p>(2) 原子炉水位計（広帯域，燃料域）および原子炉圧力計は何れも耐震Sクラス設備として設計している。また、検出器を区分に応じ異なるエリアに配置するとともに、記録計についても区分に応じ異なる制御盤に配置しており、溢水、火災が発生した場合においても、安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 原子炉水位計（広帯域，燃料域）および原子炉圧力計のその区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源（直流電源系）についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統の故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって、すべての系統または機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
期間	事故時における炉心状態については、事故対応期間中、継続的に監視することから、使用時間は24時間以上（長期間）とする。
容量	—
系統外略図	原子炉水位（広帯域，燃料域），原子炉圧力：添付 2-66

【凡例】

- |          |               |
|----------|---------------|
| P- : 圧力  | — : 区分Ⅰより電源供給 |
| L- : 水位  | — : 区分Ⅱより電源供給 |
| -T : 発信器 |               |
| -R : 記録計 |               |



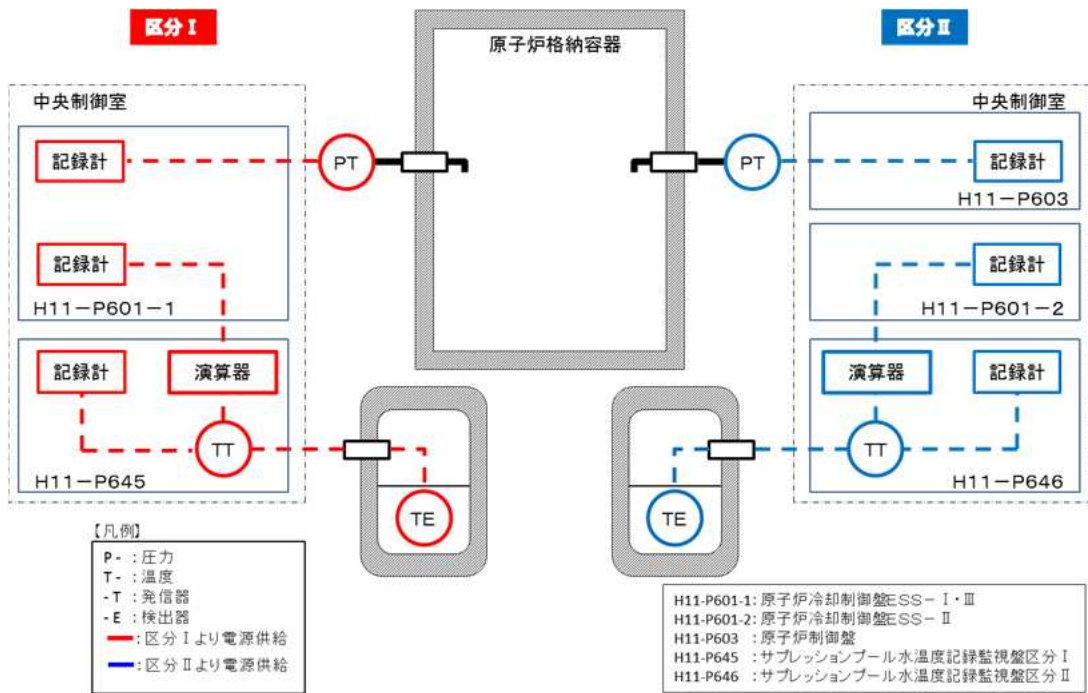
原子炉水位（広帯域，燃料域），原子炉圧力 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

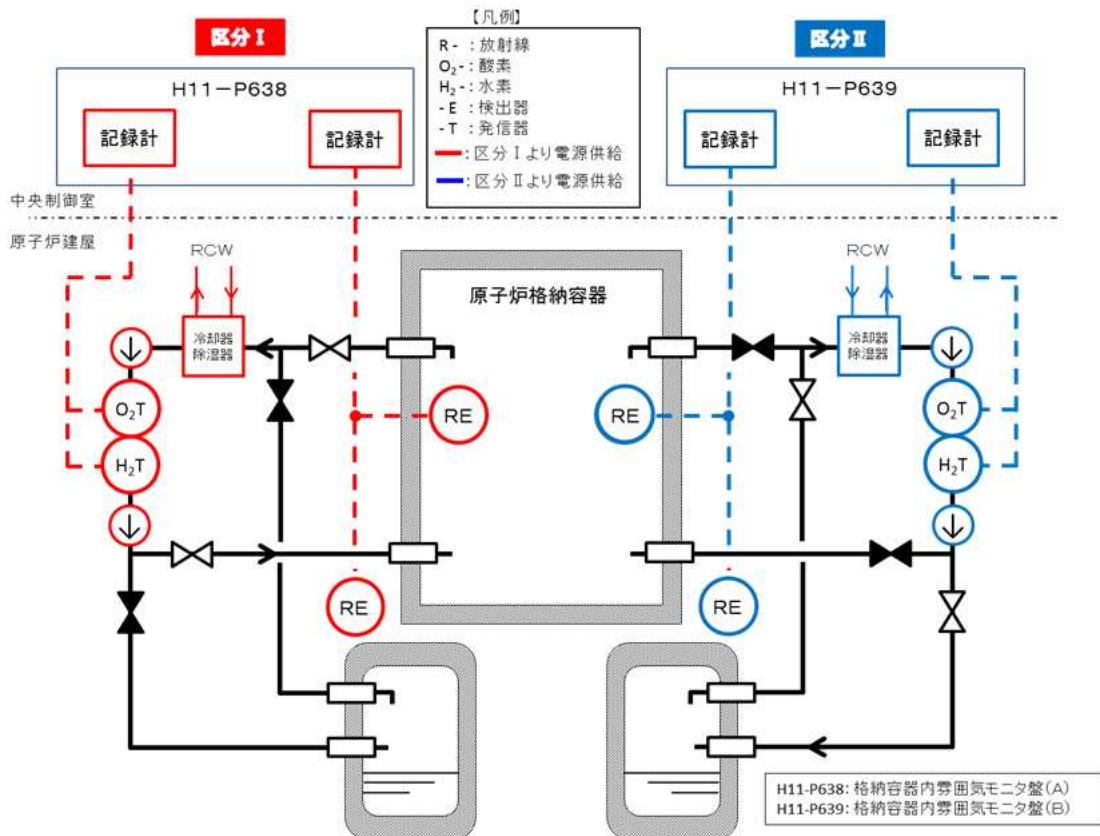
No.	28
安全機能	<p>《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》</p> <hr style="border-top: 1px dashed black;"/> <p>事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</p>
対象系統・機器	<p>原子炉格納容器圧力 サブプレッションプール水温度 格納容器内雰囲気モニタ（放射線レベル）</p>
多重性／多様性	<p>原子炉格納容器圧力、サブプレッションプール水温度および格納容器内雰囲気モニタ（放射線レベル）は、それぞれ2つの計装系により指示値を確認できることから多重性を有している。また、各々の系統において、異なる電源により計測している。</p>
独立性	<p>(1) 原子炉格納容器圧力、サブプレッションプール水温度および格納容器内雰囲気モニタ（放射線レベル）は原子炉格納容器内、または二次格納施設内に設置しており、最も過酷な環境条件として、原子炉格納容器内の設備は原子炉冷却材喪失事故時、二次格納施設内の設備は高エネルギー配管破断時において健全に動作するよう設計している。また、記録計等は中央制御室に設置しており、想定される自然現象<sup>*</sup>においても、健全に動作するよう設計している。</p> <p style="text-align: center;"><small>※風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災</small></p> <p>(2) 原子炉格納容器圧力、サブプレッションプール水温度および格納容器内雰囲気モニタ（放射線レベル）は何れも耐震Sクラス設備として設計している。また、サブプレッションプール水温度については、検出器をサブプレッションプール内で分散して配置し、演算器および記録計を区分に応じ異なる制御盤に配置していること、ならびにサブプレッションプール水温度以外については、検出器を区分に応じ異なるエリアに配置するとともに、記録計を区分に応じ異なる制御盤に配置しており、溢水、火災が発生した場合においても、安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 原子炉格納容器圧力、サブプレッションプール水温度および格納容器内雰囲気モニタ（放射線レベル）は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。</p> <p>また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統の故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって、すべての系統または機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>



No.	28
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
期間	事故時における放射能閉じ込め状態の把握については、事故対応期間中、継続的に監視することから、使用時間は24時間以上（長期間）とする。
容量	—
系統概略図	原子炉格納容器圧力，サプレッションプール水温度：添付 2-69 格納容器内雰囲気モニタ：添付 2-69



原子炉格納容器圧力，サプレッションプール水温度 系統概略図



【その他 運転継続に必要な設備】

空調機	格納容器内雰囲気モニタ (A) 室, (B) 室用の空調機にはそれぞれの区分 (A系: 区分 I, B系: 区分 II) に応じた電源, 冷却水が供給されている。
-----	---

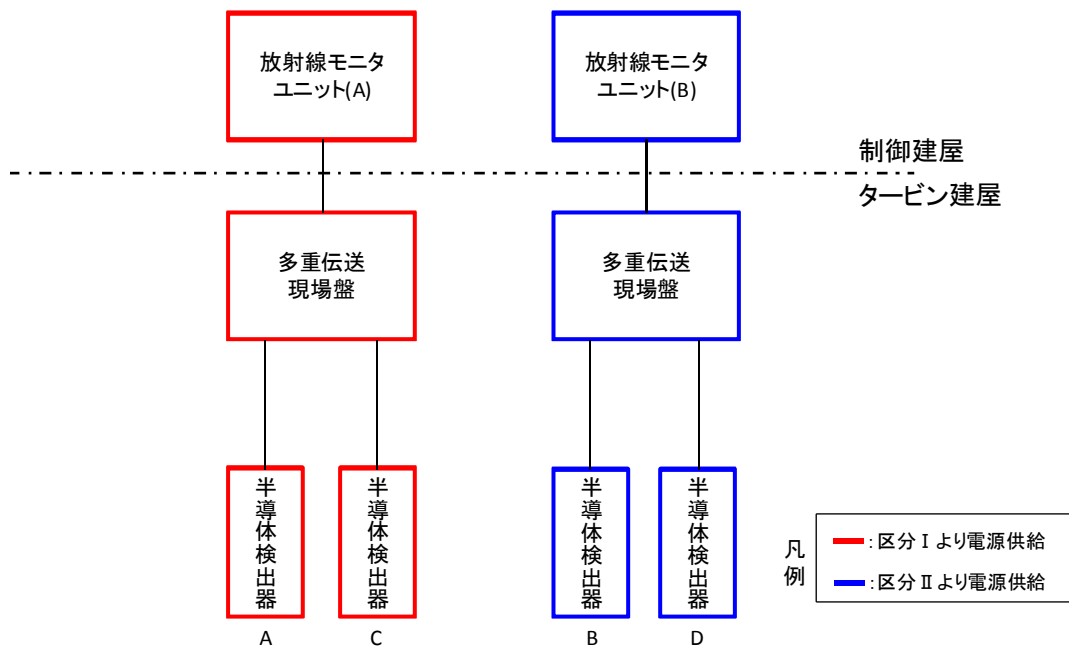
格納容器内雰囲気モニタ 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	29
安全機能	<p>《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》</p> <hr style="border-top: 1px dashed black;"/> <p>事故時のプラント操作のための情報の把握機能</p>
対象系統・機器	<p>原子炉水位（広帯域，燃料域）            原子炉圧力            原子炉格納容器圧力            サプレッションプール水温度            格納容器内雰囲気モニタ（水素・酸素濃度）            気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ</p>
多重性／多様性	<p>原子炉水位計（広帯域，燃料域），原子炉圧力計，原子炉格納容器圧力計，サプレッションプール水温度計および格納容器内雰囲気モニタ（水素・酸素濃度）計（以下、「原子炉水位計等」という。）並びに気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタは、それぞれ2つの計装系により指示値を確認できることから多重性を有している。また、各々の系統において、異なる電源により計測している。</p>
独立性	<p>（1）原子炉水位計等は原子炉格納容器内，または二次格納施設内に設置しており，最も過酷な環境条件として，原子炉格納容器内の設備は原子炉冷却材喪失事故時，二次格納施設内の設備は高エネルギー配管破断時において健全に動作するよう設計している。また，記録計等は中央制御室に設置しており，想定される自然現象*においても，健全に動作するよう設計している。</p> <p>気体廃棄物処理設備エリア排気モニタはタービン建屋に設置しており，タービン建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p>※風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災</p> <p>（2）原子炉水位計等は何れも耐震Sクラス設備として設計している。また，検出器を区分に応じ異なるエリアに配置するとともに，記録計についても区分に応じ異なる制御盤に配置しており，溢水，火災が発生した場合においても，安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>気体廃棄物処理設備エリア排気モニタはタービン建屋に設置しており，それぞれ異なるエリアに分離して配置している。</p>

No.	29
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり,それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》
	事故時のプラント操作のための情報の把握機能
	<p>(3) 原子炉水位計等は,その区分に応じ,中央制御室の異なる盤に設置しており,それぞれ分離して配置している。</p> <p>また,電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており,1系統の故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>気体廃棄物処理設備エリア排気モニタは異なる区分の電源から供給されている。</p> <p>上記(1)～(3)により,共通要因または従属要因によって,すべての系統または機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから,独立性を有している。</p>
期間	事故時におけるプラント操作のための情報の把握については,事故対応期間中,継続的に監視することから,使用時間は24時間以上(長期間)とする。
容量	—
系統概略図	<p>原子炉水位(広帯域,燃料域),原子炉圧力:添付 2-66</p> <p>原子炉格納容器圧力,サプレッションプール水温度:添付 2-69</p> <p>格納容器内雰囲気モニタ:添付 2-69</p> <p>気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ:添付 2-72</p>

H11-P604 放射線モニタ盤



気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ 系統概略図

## 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率について

原子炉建屋原子炉棟は、事故時には非常用ガス処理系によって負圧に保たれており、建屋外へは非常用ガス処理系により 50%/日で換気される。しかし、非常用ガス処理系が停止した場合、原子炉建屋原子炉棟は、建屋の周辺の風速によって外との差圧が生じ、放射性物質を含む空気が直接建屋外へ流出する。

建屋差圧は、外気風速に影響され、例えば風速が大きいほど差圧も大きくなり、建屋からの漏えい空気量も増加する。以下①式に、建屋の外気風速と建屋差圧の関係を示す。

$$\Delta P[\text{kg/m}^2] = -C \times \rho \times V^2 / 2 \quad \text{※ } 1\text{kg/m}^2 = 1\text{mmH}_2\text{O} \quad \dots \text{①}$$

$\Delta P$  : 風荷重/建屋差圧 ( $\text{kg/m}^2$ )

$C$  : 風力係数 (-0.4)

$\rho$  : 空気密度 ( $\text{kg}\cdot\text{s}^2/\text{m}^4$ )  $\rightarrow 0.125$  (大気圧 101kPa, 大気温 15°C)

$V$  : 風速 (m/s)

出典：建築学便覧Ⅱ 構造

次に圧力差と流量の一般の相関式を②に示す。原子炉建屋原子炉棟は、建屋負圧 6.4mmH<sub>2</sub>O で漏えい率が 50%/日以下になるように設計されているため、実風速による建屋差圧と漏えい率の関係は③のようになる。

$$Q \text{ (m}^3\text{/s)} \propto \sqrt{\Delta P [\text{mmH}_2\text{O}]} \quad \dots \text{②}$$

$$f \text{ (回/日)} = 0.5 \text{ 回/日} \times \sqrt{\frac{\Delta P [\text{mmH}_2\text{O}]}{6.4 [\text{mmH}_2\text{O}]}} \quad \dots \text{③}$$

$f$  : 実風速時の漏えい率

$\Delta P$  : 実風速時の建屋差圧

外気風速によって実際に生じる漏えい率 ( $f$ ) は、女川原子力発電所の敷地内で観測した気象条件を用い、評価前提の風速を設定する必要があるため、安全解析に用いる 2012 年 1 月～12 月の観測結果から、累積頻度が 97%にあたる風速 4.6m/s を選定した。

風速が 4.6m/s の場合の漏えい率は、①および③式より、約 0.15 回/日となるため、保守的に 0.2 回/日として原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率を設定した。

## 安全解析に用いる気象条件の見直しについて

今回、設置許可基準規則の適合性を評価するにあたり、安全解析に用いる気象条件について、その妥当性を確認した。この結果、表 1～表 6 に示すとおり、これまで、安全解析に用いてきた 1991 年 11 月から 1992 年 10 月までの 1 年間の気象条件は、至近 10 年間の気象観測結果による検定の結果、棄却数が多くなっていることから、今回の申請に合わせ、安全解析に用いる気象条件の見直しを行った。

今回、新たに採用した 2012 年 1 月から 2012 年 12 月まで 1 年間の気象条件については、至近 10 年間の気象観測結果による検定を行い、敷地内の代表性の確認を行っている。この結果について表 1 および表 6～9 に示す。

## (1) 検定方法

## a. 検定に用いた観測記録

本居住性評価では、保守的に地上風（地上高 10m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、地上高 10m の観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する地上高 71m の観測記録を用いて検定を行った。

## b. データ統計期間

統計年 : 2002 年 1 月～2011 年 12 月（10 年間）

検定年（従来） : 1991 年 11 月～1992 年 10 月（1 年間）

検定年（今回） : 2012 年 1 月～2012 年 12 月（1 年間）

## c. 検定方法

F 分布検定

## (2) 検定結果

表 2～5 に従来 of 気象条件の検定結果を、表 6～9 に今回用いた気象条件の検定結果を示す。

従来、安全解析に用いた気象条件については、地上高 10m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 17 個であり、地上高 71m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 5 個であった。

一方、今回新たに安全解析に用いた気象条件については、地上高 10m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 1 個であり、地上高 71m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目は無かったことから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断される。

表1 異常年検定結果

検定年	観測点	観測項目	検定結果
1991年11月～ 1992年10月	地上高 10m	風向出現頻度	棄却数 9
		風速出現頻度	棄却数 8
	地上高 71m	風向出現頻度	棄却数 5
		風速出現頻度	棄却なし
2012年1月～ 2012年12月	地上高 10m	風向出現頻度	棄却数 1
		風速出現頻度	棄却なし
	地上高 71m	風向出現頻度	棄却なし
		風速出現頻度	棄却なし



表2 棄却検定表（風向）（地上高10m）

観測場所：敷地内A点（標高70m，地上高10m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：1991年11月～1992年10月

(%)

統計年 風向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	6.78	6.42	4.08	4.87	6.19	7.63	7.40	7.86	6.30	6.35	6.39	3.32	9.19	3.58	×
NNE	3.72	3.90	2.58	4.16	2.76	2.82	2.98	2.21	2.09	2.52	2.97	3.97	4.67	1.27	○
NE	3.58	3.15	2.49	3.22	4.67	4.19	4.66	3.60	3.09	3.05	3.56	7.22	5.29	1.84	×
ENE	6.15	5.46	5.00	5.69	7.48	5.44	6.40	5.78	5.53	4.50	5.74	3.61	7.67	3.81	×
E	4.48	5.99	5.23	6.04	6.99	5.45	6.57	6.57	5.96	5.06	5.83	2.94	7.67	3.98	×
ESE	2.67	2.81	2.30	3.21	2.83	2.33	2.46	2.68	2.72	1.66	2.57	4.02	3.56	1.59	×
SE	4.61	5.99	5.17	5.05	6.44	5.02	5.92	6.12	5.43	4.80	5.45	5.76	6.93	3.97	○
SSE	1.67	1.97	2.19	1.91	2.13	1.86	1.97	2.18	1.58	1.90	1.93	3.34	2.41	1.46	×
S	2.91	2.47	3.16	2.68	3.01	3.34	3.36	3.91	3.48	3.80	3.21	4.62	4.31	2.12	×
SSW	7.84	6.91	7.98	6.65	5.27	6.86	5.62	7.31	7.31	7.15	6.91	6.55	8.97	4.84	○
SW	12.07	11.53	16.25	13.46	11.77	13.45	11.53	12.58	15.60	15.27	13.37	7.61	17.60	9.14	×
WSW	3.88	3.41	4.86	4.42	3.14	4.73	4.21	4.08	4.66	4.98	4.24	4.23	5.71	2.78	○
W	12.01	10.50	11.59	12.47	11.03	11.71	12.16	11.99	11.77	12.45	11.77	12.67	13.23	10.31	○
WNW	14.06	15.20	15.26	13.55	11.14	10.93	9.78	9.64	9.95	10.12	11.98	18.84	17.44	6.52	×
NW	5.19	6.01	5.09	5.40	6.27	7.41	6.59	6.55	7.30	8.19	6.38	4.11	8.81	3.95	○
NNW	2.99	2.89	2.09	2.04	2.28	3.09	2.34	2.09	2.55	2.24	2.46	3.20	3.40	1.52	○
CALM	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	3.98	7.17	3.28	○

表3 棄却検定表（風速）（地上高10m）

観測場所：敷地内A点（標高70m，地上高10m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：1991年11月～1992年10月

(%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	3.98	7.17	3.28	○
0.5～1.4	34.04	34.09	31.73	33.29	38.00	35.73	40.82	38.53	37.30	39.08	36.20	25.93	43.16	29.25	×
1.5～2.4	29.75	28.20	28.64	30.49	28.23	31.70	29.52	28.47	30.39	28.80	29.44	29.84	32.21	26.68	○
2.5～3.4	16.45	16.81	17.14	16.74	14.32	16.95	13.26	15.18	15.24	15.79	15.81	16.85	18.85	12.76	○
3.5～4.4	8.41	8.58	9.44	8.46	7.54	7.88	6.84	7.66	7.47	6.76	7.92	9.94	9.89	5.95	×
4.5～5.4	3.59	4.06	4.72	3.68	3.46	2.55	2.14	3.42	3.35	2.35	3.35	5.79	5.23	1.47	×
5.5～6.4	1.28	1.81	2.25	1.42	1.34	0.97	1.02	1.26	1.17	0.99	1.36	3.58	2.31	0.41	×
6.5～7.4	0.65	0.66	0.86	0.56	0.35	0.30	0.27	0.41	0.33	0.18	0.46	2.35	0.97	-0.05	×
7.5～8.4	0.25	0.36	0.32	0.15	0.11	0.09	0.04	0.15	0.08	0.05	0.16	1.03	0.43	-0.11	×
8.5～9.4	0.11	0.05	0.16	0.02	0.03	0.03	0.04	0.03	0.00	0.01	0.05	0.48	0.17	-0.07	×
9.5以上	0.06	0.01	0.06	0.00	0.01	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.02	0.23	0.07	-0.03	×

表4 棄却検定表（風向）（地上高71m）

観測場所：敷地内B点（標高175m，地上高71m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：1991年11月～1992年10月

(%)

統計年 風向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.61	2.85	2.05	2.33	2.73	3.15	2.89	3.12	3.15	2.57	2.75	2.41	3.61	1.88	○
NNE	3.27	3.43	2.11	3.16	3.70	3.64	3.77	3.84	2.82	2.66	3.24	3.45	4.58	1.91	○
NE	7.31	7.60	4.20	6.63	7.85	8.08	9.13	7.12	5.48	6.41	6.98	6.98	10.29	3.67	○
ENE	6.50	7.58	5.73	6.35	7.88	6.27	6.40	6.37	6.55	5.90	6.56	4.28	8.16	4.95	×
E	5.25	5.99	5.47	5.56	7.59	5.32	6.49	6.23	5.29	4.69	5.79	4.90	7.75	3.84	○
ESE	2.70	3.53	2.97	3.35	3.43	2.63	3.06	3.55	3.25	2.67	3.12	2.33	3.97	2.26	○
SE	2.69	2.78	2.07	2.30	3.13	2.64	2.84	3.04	3.60	2.07	2.72	4.27	3.87	1.57	×
SSE	3.55	3.53	2.84	3.40	4.26	3.45	3.77	3.81	3.17	2.85	3.47	3.90	4.50	2.43	○
S	3.12	3.49	2.81	3.05	3.60	2.77	3.84	3.92	3.00	3.29	3.29	4.26	4.26	2.31	○
SSW	4.52	4.85	6.46	4.87	4.49	5.31	5.13	5.21	5.37	4.43	5.07	8.97	6.49	3.64	×
SW	7.77	8.00	11.13	8.44	6.85	8.42	7.01	8.03	10.79	9.54	8.59	6.67	12.06	5.13	○
WSW	6.31	4.59	6.04	5.21	4.99	5.07	4.58	4.74	5.96	6.00	5.35	7.01	6.92	3.77	×
W	8.24	6.35	9.38	7.96	6.86	8.03	7.68	8.11	9.40	9.59	8.15	7.83	10.70	5.61	○
WNW	15.11	14.49	17.51	18.32	13.32	14.88	12.86	14.19	13.60	15.58	14.98	18.58	19.16	10.80	○
NW	15.64	15.19	14.56	14.34	14.93	15.76	15.83	14.00	13.57	17.17	15.08	9.44	17.59	12.58	×
NNW	3.95	4.02	3.30	2.70	2.95	3.62	3.29	3.35	3.51	3.24	3.39	2.89	4.36	2.43	○
CALM	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.83	2.11	0.83	○

表5 棄却検定表（風速）（地上高71m）

観測場所：敷地内B点（標高175m，地上高71m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：1991年11月～1992年10月

(%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.83	2.11	0.83	○
0.5～1.4	9.43	8.36	7.98	8.18	10.11	8.36	10.99	8.87	9.64	9.20	9.11	7.71	11.38	6.84	○
1.5～2.4	12.93	13.70	12.09	12.06	15.86	12.66	15.36	14.10	14.75	13.93	13.74	12.48	16.87	10.61	○
2.5～3.4	14.26	14.48	13.32	12.39	14.62	15.09	14.91	15.12	14.79	14.98	14.39	13.76	16.49	12.30	○
3.5～4.4	12.70	13.10	12.70	12.33	11.94	14.10	12.74	13.00	12.16	12.46	12.73	13.48	14.15	11.30	○
4.5～5.4	10.22	10.40	10.27	10.16	9.33	10.24	8.91	9.83	10.28	10.89	10.05	10.97	11.39	8.71	○
5.5～6.4	8.46	7.95	8.74	9.00	7.87	8.79	7.94	7.75	7.62	8.29	8.24	9.28	9.39	7.09	○
6.5～7.4	7.33	6.79	7.45	7.43	6.09	7.27	6.67	6.47	6.30	6.58	6.84	6.77	8.03	5.66	○
7.5～8.4	5.89	5.32	5.89	6.18	5.32	6.08	5.28	5.18	5.58	5.60	5.63	5.35	6.49	4.78	○
8.5～9.4	4.62	4.56	4.49	5.68	4.04	4.73	4.19	4.74	4.59	4.57	4.62	4.51	5.65	3.59	○
9.5以上	12.69	13.60	15.69	14.56	13.38	11.71	11.55	13.55	12.81	12.15	13.18	13.87	16.22	10.13	○

表6 棄却検定表（風向）（地上高10m）

観測場所：敷地内A点（標高70m，地上高10m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：2012年1月～2012年12月

(%)

風向	統計年											平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	上限			下限		
N	6.78	6.42	4.08	4.87	6.19	7.63	7.40	7.86	6.30	6.35	6.39	6.73	9.19	3.58	○	
NNE	3.72	3.90	2.58	4.16	2.76	2.82	2.98	2.21	2.09	2.52	2.97	2.50	4.67	1.27	○	
NE	3.58	3.15	2.49	3.22	4.67	4.19	4.66	3.60	3.09	3.05	3.56	3.24	5.29	1.84	○	
ENE	6.15	5.46	5.00	5.69	7.48	5.44	6.40	5.78	5.53	4.50	5.74	6.13	7.67	3.81	○	
E	4.48	5.99	5.23	6.04	6.99	5.45	6.57	6.57	5.96	5.06	5.83	6.23	7.67	3.98	○	
ESE	2.67	2.81	2.30	3.21	2.83	2.33	2.46	2.68	2.72	1.66	2.57	2.41	3.56	1.59	○	
SE	4.61	5.99	5.17	5.05	6.44	5.02	5.92	6.12	5.43	4.80	5.45	6.49	6.93	3.97	○	
SSE	1.67	1.97	2.19	1.91	2.13	1.86	1.97	2.18	1.58	1.90	1.93	2.19	2.41	1.46	○	
S	2.91	2.47	3.16	2.68	3.01	3.34	3.36	3.91	3.48	3.80	3.21	5.18	4.31	2.12	×	
SSW	7.84	6.91	7.98	6.65	5.27	6.86	5.62	7.31	7.31	7.15	6.91	7.45	8.97	4.84	○	
SW	12.07	11.53	16.25	13.46	11.77	13.45	11.53	12.58	15.60	15.27	13.37	10.95	17.60	9.14	○	
WSW	3.88	3.41	4.86	4.42	3.14	4.73	4.21	4.08	4.66	4.98	4.24	4.00	5.71	2.78	○	
W	12.01	10.50	11.59	12.47	11.03	11.71	12.16	11.99	11.77	12.45	11.77	11.42	13.23	10.31	○	
WNW	14.06	15.20	15.26	13.55	11.14	10.93	9.78	9.64	9.95	10.12	11.98	9.27	17.44	6.52	○	
NW	5.19	6.01	5.09	5.40	6.27	7.41	6.59	6.55	7.30	8.19	6.38	7.52	8.81	3.95	○	
NNW	2.99	2.89	2.09	2.04	2.28	3.09	2.34	2.09	2.55	2.24	2.46	2.43	3.40	1.52	○	
CALM	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○	

表7 棄却検定表（風速）（地上高10m）

観測場所：敷地内A点（標高70m，地上高10m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：2012年1月～2012年12月

(%)

風速(m/s)	統計年											平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	上限			下限		
0.0～0.4	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○	
0.5～1.4	34.04	34.09	31.73	33.29	38.00	35.73	40.82	38.53	37.30	39.08	36.20	38.52	43.16	29.25	○	
1.5～2.4	29.75	28.20	28.64	30.49	28.23	31.70	29.52	28.47	30.39	28.80	29.44	30.05	32.21	26.68	○	
2.5～3.4	16.45	16.81	17.14	16.74	14.32	16.95	13.26	15.18	15.24	15.79	15.81	15.76	18.85	12.76	○	
3.5～4.4	8.41	8.58	9.44	8.46	7.54	7.88	6.84	7.66	7.47	6.76	7.92	6.46	9.89	5.95	○	
4.5～5.4	3.59	4.06	4.72	3.68	3.46	2.55	2.14	3.42	3.35	2.35	3.35	2.30	5.23	1.47	○	
5.5～6.4	1.28	1.81	2.25	1.42	1.34	0.97	1.02	1.26	1.17	0.99	1.36	0.71	2.31	0.41	○	
6.5～7.4	0.65	0.66	0.86	0.56	0.35	0.30	0.27	0.41	0.33	0.18	0.46	0.21	0.97	-0.05	○	
7.5～8.4	0.25	0.36	0.32	0.15	0.11	0.09	0.04	0.15	0.08	0.05	0.16	0.10	0.43	-0.11	○	
8.5～9.4	0.11	0.05	0.16	0.02	0.03	0.03	0.04	0.03	0.00	0.01	0.05	0.03	0.17	-0.07	○	
9.5以上	0.06	0.01	0.06	0.00	0.01	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.02	0.00	0.07	-0.03	○	

表8 棄却検定表（風向）（地上高71m）

観測場所：敷地内B点（標高175m，地上高71m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：2012年1月～2012年12月

(%)

風向	統計年											平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	上限			下限		
N	2.61	2.85	2.05	2.33	2.73	3.15	2.89	3.12	3.15	2.57	2.75	2.68	3.61	1.88	○	
NNE	3.27	3.43	2.11	3.16	3.70	3.64	3.77	3.84	2.82	2.66	3.24	3.03	4.58	1.91	○	
NE	7.31	7.60	4.20	6.63	7.85	8.08	9.13	7.12	5.48	6.41	6.98	7.41	10.29	3.67	○	
ENE	6.50	7.58	5.73	6.35	7.88	6.27	6.40	6.37	6.55	5.90	6.56	6.66	8.16	4.95	○	
E	5.25	5.99	5.47	5.56	7.59	5.32	6.49	6.23	5.29	4.69	5.79	5.99	7.75	3.84	○	
ESE	2.70	3.53	2.97	3.35	3.43	2.63	3.06	3.55	3.25	2.67	3.12	3.32	3.97	2.26	○	
SE	2.69	2.78	2.07	2.30	3.13	2.64	2.84	3.04	3.60	2.07	2.72	2.99	3.87	1.57	○	
SSE	3.55	3.53	2.84	3.40	4.26	3.45	3.77	3.81	3.17	2.85	3.47	4.28	4.50	2.43	○	
S	3.12	3.49	2.81	3.05	3.60	2.77	3.84	3.92	3.00	3.29	3.29	3.83	4.26	2.31	○	
SSW	4.52	4.85	6.46	4.87	4.49	5.31	5.13	5.21	5.37	4.43	5.07	5.65	6.49	3.64	○	
SW	7.77	8.00	11.13	8.44	6.85	8.42	7.01	8.03	10.79	9.54	8.59	7.46	12.06	5.13	○	
WSW	6.31	4.59	6.04	5.21	4.99	5.07	4.58	4.74	5.96	6.00	5.35	4.34	6.92	3.77	○	
W	8.24	6.35	9.38	7.96	6.86	8.03	7.68	8.11	9.40	9.59	8.15	7.21	10.70	5.61	○	
WNW	15.11	14.49	17.51	18.32	13.32	14.88	12.86	14.19	13.60	15.58	14.98	14.76	19.16	10.80	○	
NW	15.64	15.19	14.56	14.34	14.93	15.76	15.83	14.00	13.57	17.17	15.08	15.14	17.59	12.58	○	
NNW	3.95	4.02	3.30	2.70	2.95	3.62	3.29	3.35	3.51	3.24	3.39	3.66	4.36	2.43	○	
CALM	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○	

表9 棄却検定表（風速）（地上高71m）

観測場所：敷地内B点（標高175m，地上高71m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：2012年1月～2012年12月

(%)

風速(m/s)	統計年											平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	上限			下限		
0.0～0.4	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○	
0.5～1.4	9.43	8.36	7.98	8.18	10.11	8.36	10.99	8.87	9.64	9.20	9.11	9.22	11.38	6.84	○	
1.5～2.4	12.93	13.70	12.09	12.06	15.86	12.66	15.36	14.10	14.75	13.93	13.74	13.84	16.87	10.61	○	
2.5～3.4	14.26	14.48	13.32	12.39	14.62	15.09	14.91	15.12	14.79	14.98	14.39	13.48	16.49	12.30	○	
3.5～4.4	12.70	13.10	12.70	12.33	11.94	14.10	12.74	13.00	12.16	12.46	12.73	12.56	14.15	11.30	○	
4.5～5.4	10.22	10.40	10.27	10.16	9.33	10.24	8.91	9.83	10.28	10.89	10.05	10.28	11.39	8.71	○	
5.5～6.4	8.46	7.95	8.74	9.00	7.87	8.79	7.94	7.75	7.62	8.29	8.24	8.39	9.39	7.09	○	
6.5～7.4	7.33	6.79	7.45	7.43	6.09	7.27	6.67	6.47	6.30	6.58	6.84	7.07	8.03	5.66	○	
7.5～8.4	5.89	5.32	5.89	6.18	5.32	6.08	5.28	5.18	5.58	5.60	5.63	5.89	6.49	4.78	○	
8.5～9.4	4.62	4.56	4.49	5.68	4.04	4.73	4.19	4.74	4.59	4.57	4.62	4.23	5.65	3.59	○	
9.5以上	12.69	13.60	15.69	14.56	13.38	11.71	11.55	13.55	12.81	12.15	13.18	13.43	16.22	10.13	○	

## 空気流入率試験結果について

被ばく評価手法（内規）に基づき、女川原子力発電所 2 号炉の中央制御室について平成 20 年 2 月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で 0.21 回/h（±0.0054（95%信頼限界値））である。試験結果は表 1 のとおり。

表 1 中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内 容		
試験日程	平成 20 年 2 月 23 日～平成 20 年 2 月 25 日 (試験時のプラント状態： 1 号機定検中, 2 号機運転中)		
試験の特徴	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2 プラント 1 中央制御室</li> <li>・ 1 区画</li> </ul>		
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ : (測定値-平均値) / 平均値 (%)	
	A系	- 11.0 ~ 11.4 %	
	B系	- 9.6 ~ 8.0 %	
試験手法	原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法のうち 基本的な試験手法 / <u>全サンプリング点による試験手法</u> にて実施。		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の ± 10 %以内か。	×	
	決定係数 R <sup>2</sup> が 0.90 以上であること。	○	
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	1 区画で構成されている
	②特異点の除外が、1 時点の全測定データ個数の 10 %以内であること。	—	特異点の除外はない
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立 入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記 し、運転員へ周知すること。	—	特定の区画を除外せず、全ての区画を包含 するリーク率で評価 している	
試験結果	系統	空気流入率 (±以下は 95%信頼限界値)	決定係数 R <sup>2</sup>
	A系	0.21 回/h (±0.0054)	0.98
	B系	0.16 回/h (±0.0049)	0.97
特記事項			

## 修復方法の詳細と修復時間について

非常用ガス処理系及び中央制御室換気空調系に想定する故障について、修復方法の詳細及び修復時間の詳細を以下に示す。

## 1. 故障箇所の詳細な修復方法

非常用ガス処理系及び中央制御室換気空調系に想定される故障について、配管及びダクトの全周破断が発生した場合の修復方法を次に示す。修復箇所については、単一設計箇所に加え、多重性を有する範囲についても保守的に評価した。

なお、フィルタ本体の完全閉塞を想定したフィルタ取替については、通常の保守管理業務で標準化された作業であるため、記載を省略する。

## (1) 非常用ガス処理系配管の修復作業性

非常用ガス処理系配管の敷設状況を図 1 に示す。

配管の全周破断を想定する箇所は、露出配管部、躯体貫通部及びサポート部の 3 つに分類でき、それぞれの修復作業方法と高所等足場設置を組み合わせることで、配管の修復作業性を評価した。

評価の結果、いずれの場合においても、予備配管及び補修機材を使用した修復により、配管全周破断箇所は 3 日間で修復可能であることを確認した。

なお、足場設置に係るモックアップ結果については、参考資料 1 に示す。

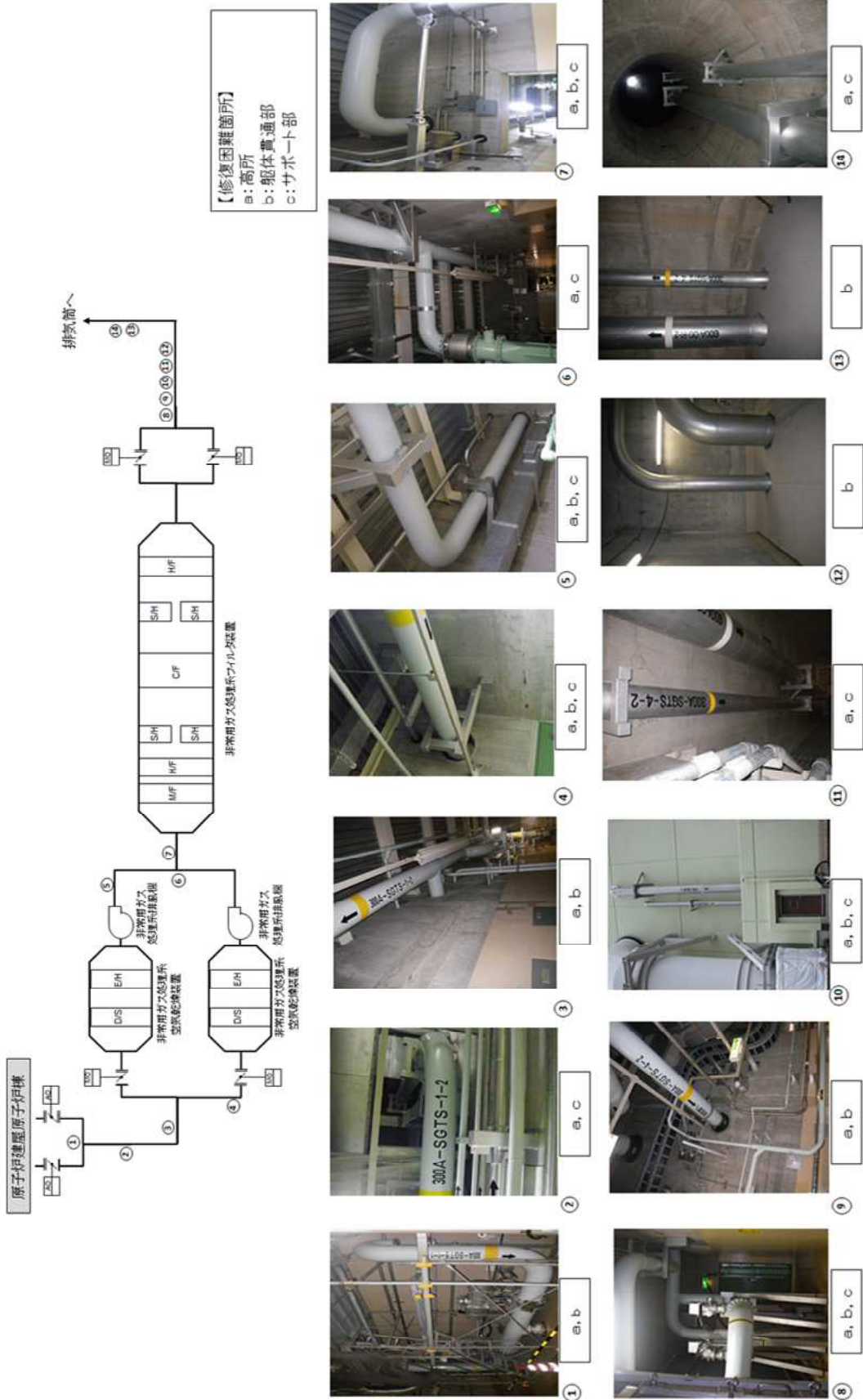


図1 非常用ガス処理系配管敷設状況

a. 露出配管部（直管部，エルボ部，分岐・合流部）の修復方法

露出配管部の修復手順（図2）を次に示す。また，修復手順の詳細について，直管部の作業イメージを図3に示す。

配管全周破断箇所（露出配管部）は図4に示すとおり，3日間で修復可能である。

- ① 修復箇所の作業性を確保する。（高所の場合は足場設置）
- ② 配管破断箇所を整形（クランプを容易にするため，破断面を切断し，整形する。）
- ③ 予め用意している予備配管またはブーツラバーを，修復箇所の寸法に合わせ加工する。
- ④ 配管またはブーツラバーの芯を合わせ，クランプにより固定する。

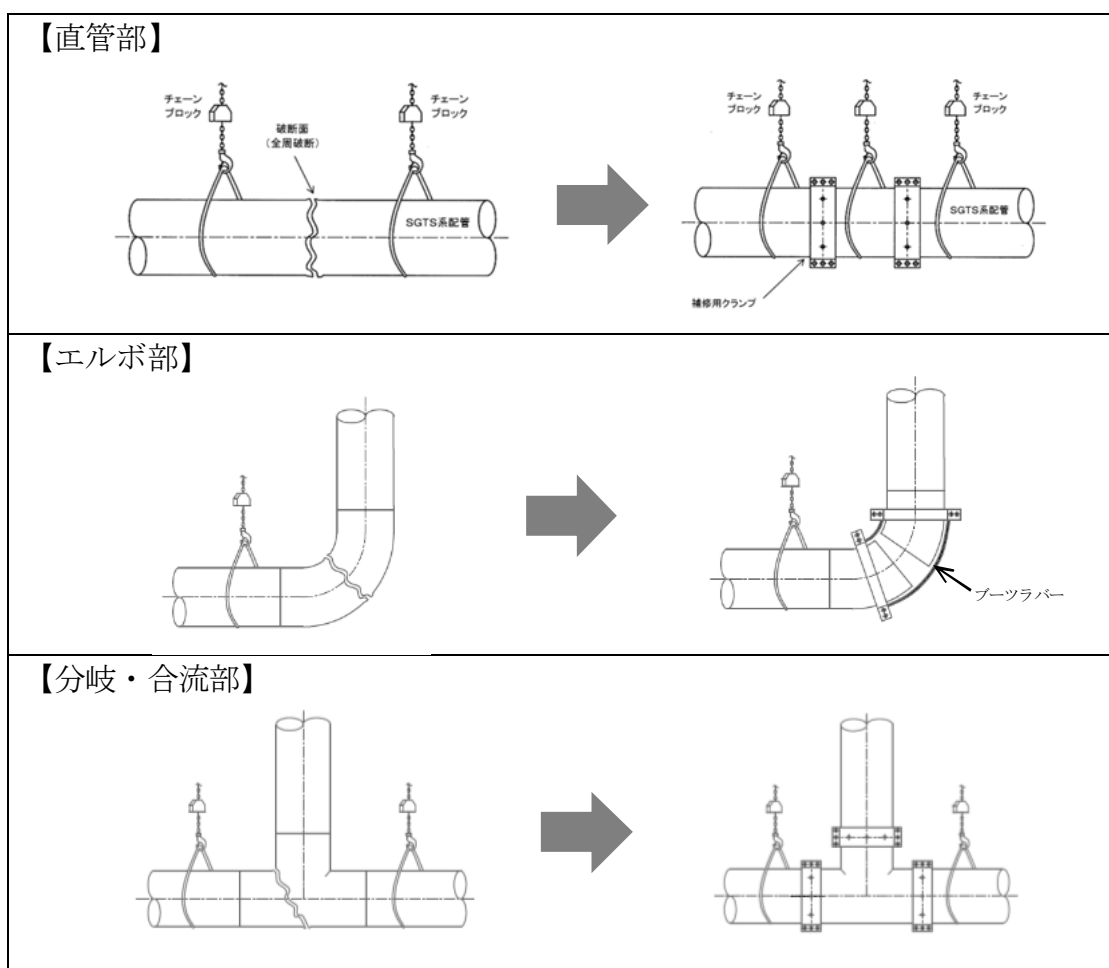


図2 露出配管部（直管部，エルボ部，分岐・合流部）の修復方法



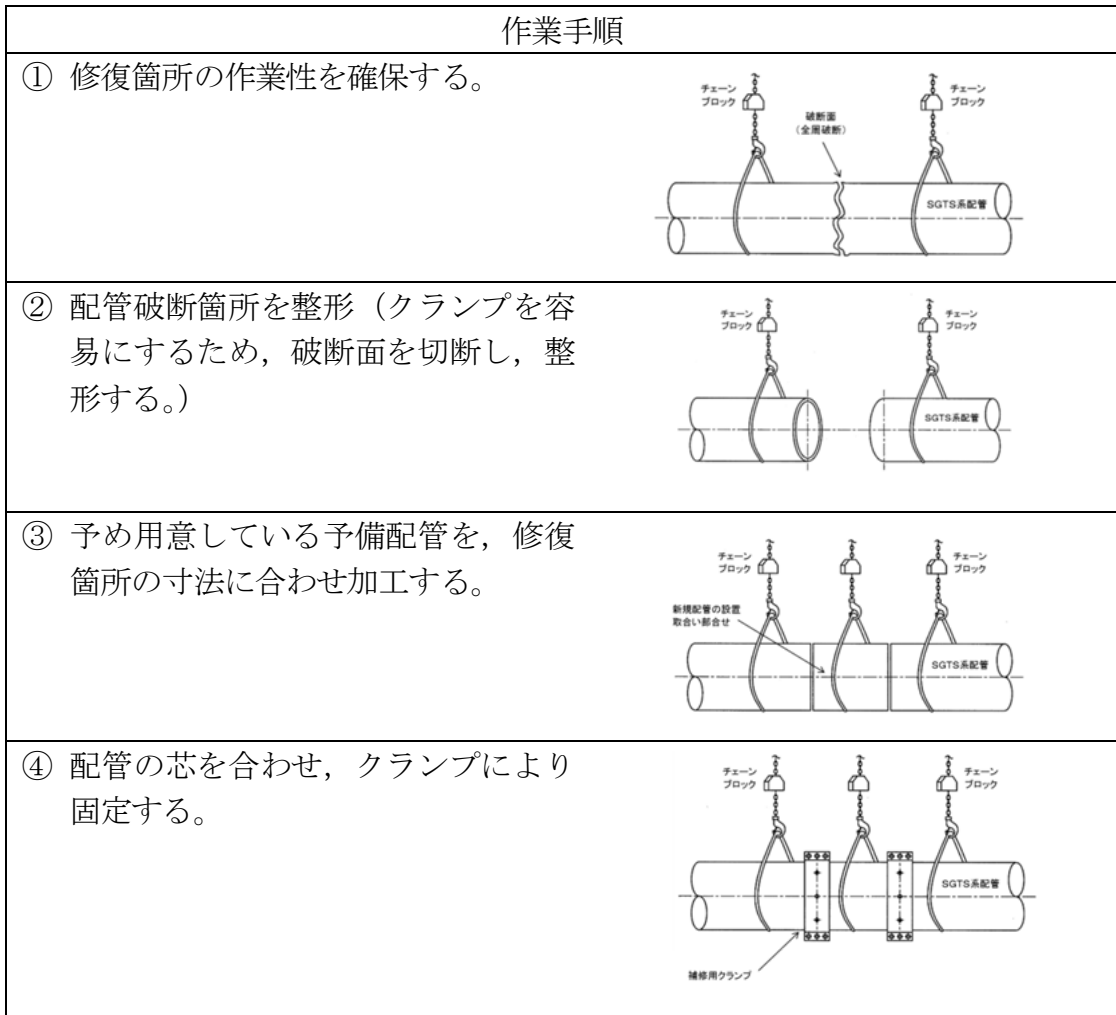
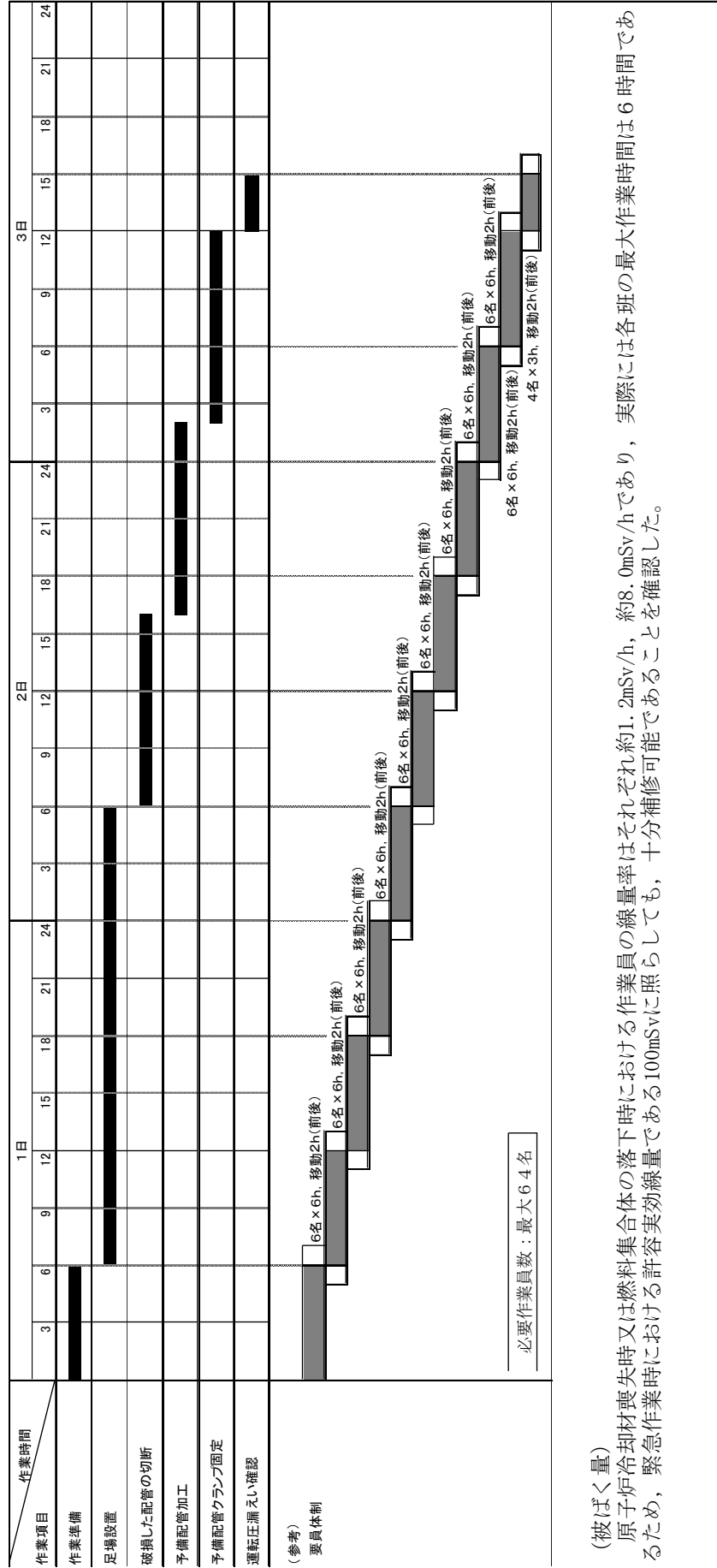


図3 露出配管（直管部）の修復手順イメージ



(被ばく量)  
 原子炉冷却材喪失時又は燃料集合体の落下時における作業員の線量率はそれぞれ約1.2mSv/h、約8.0mSv/hであり、実際には各班の最大作業時間は6時間であるため、緊急作業時における許容実効線量である100mSvに照らしても、十分補修可能であることを確認した。

図4 非常用ガス処理系露出配管の修復期間

b. 躯体貫通部の修復方法

躯体貫通部の全周破断部の修復手順を次に示す。(図5, 6)

配管全周破断箇所(躯体貫通部)は図7に示すとおり, 3日間で修復可能である。

(a) シーリングユニット工法(図5)

- ① 修復箇所の作業性を確保する。(高所の場合は足場設置)
- ② 貫通スリーブと配管の隙間にシーリングユニットを設置し, 固定する。

【シーリングユニット工法】

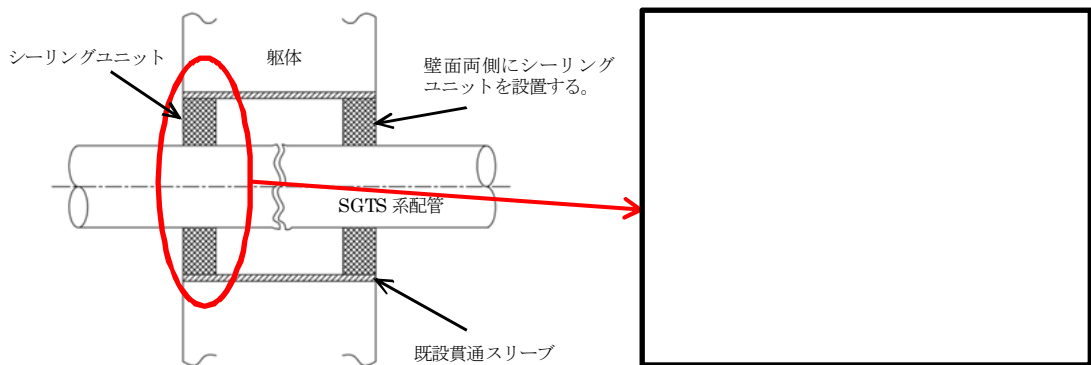


図5 躯体貫通部修復方法(シーリングユニット工法)

(b) 充填剤注入工法(図6)

- ① 修復箇所の作業性を確保する。(高所の場合は足場設置)
- ② 躯体貫通スリーブ内にバックアップ材を設置する。
- ③ 躯体貫通部両側に閉止鋼板を設置する。
- ④ 充填剤注入口から充填剤を注入する。

【充填剤注入工法】

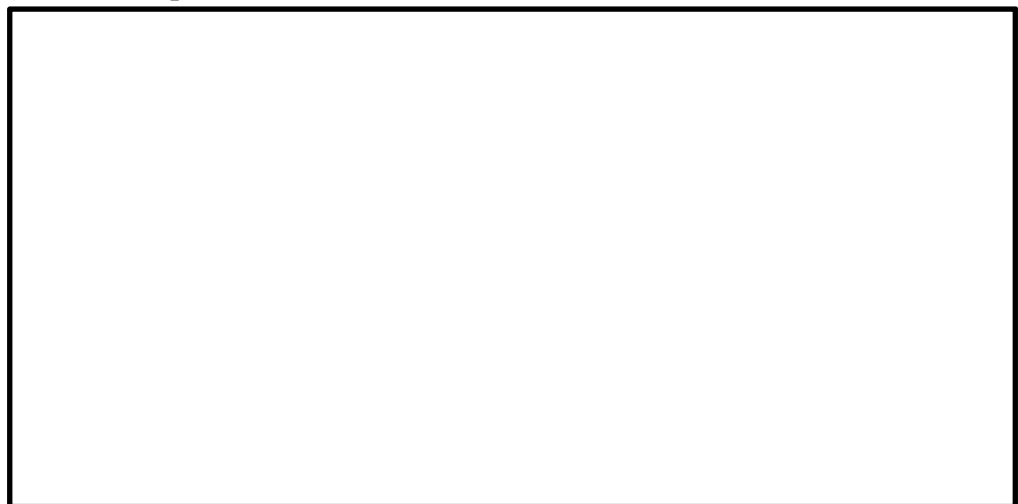


図6 躯体貫通部修復方法(充填剤注入工法)

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

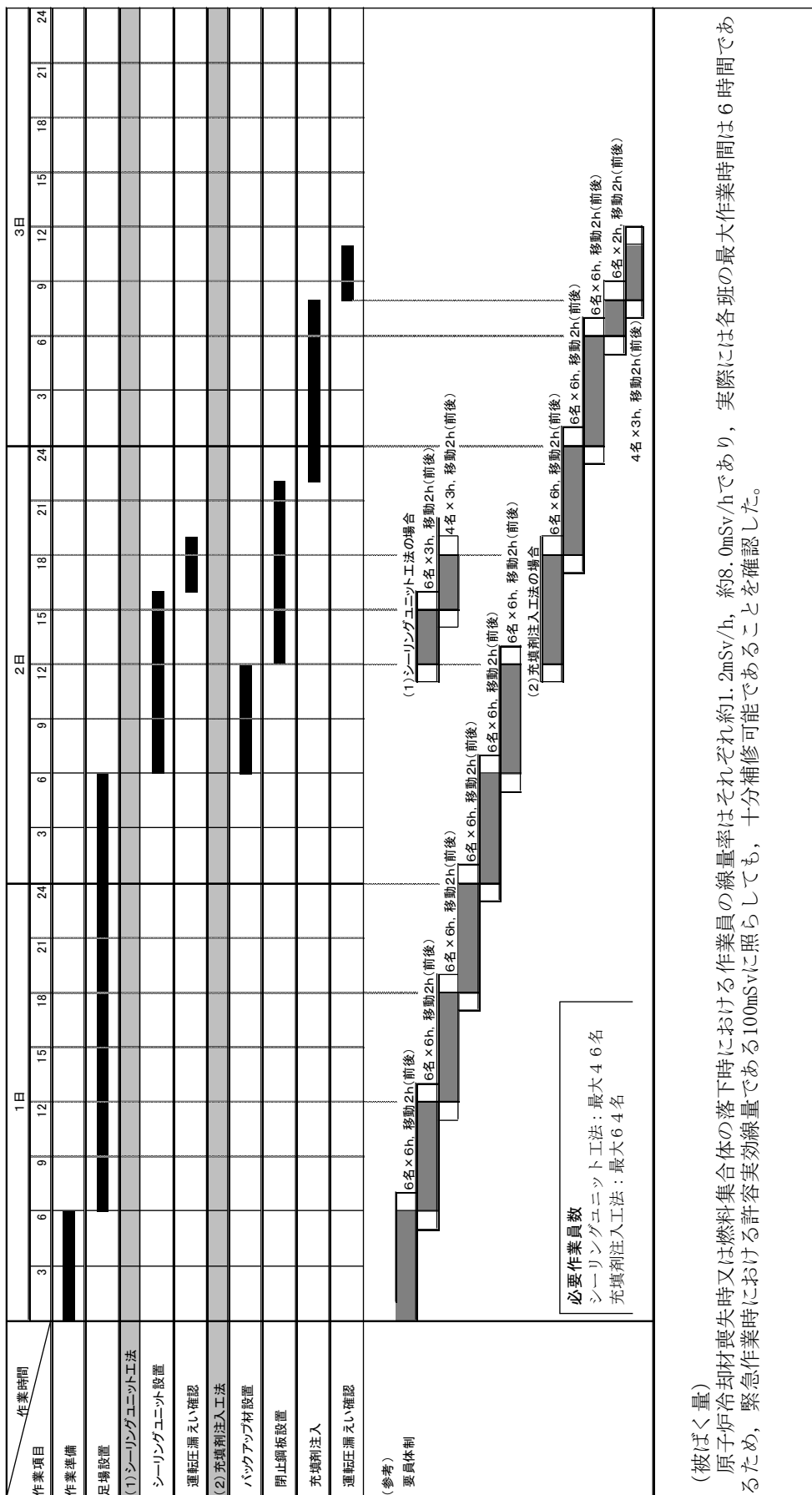


図7 非常用ガス処理系躯体貫通部の修復期間

d. サポート部の修復方法

サポート部の全周破断部の修復手順を図8に示す。

配管全周破断箇所（露出配管部）は図9に示すとおり，3日間で修復可能である。

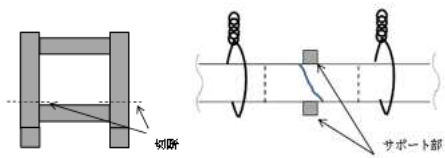
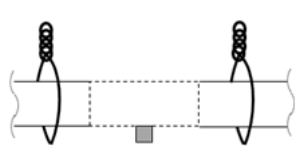
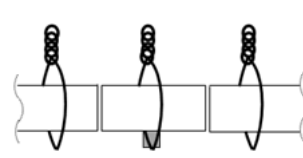
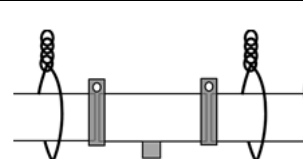
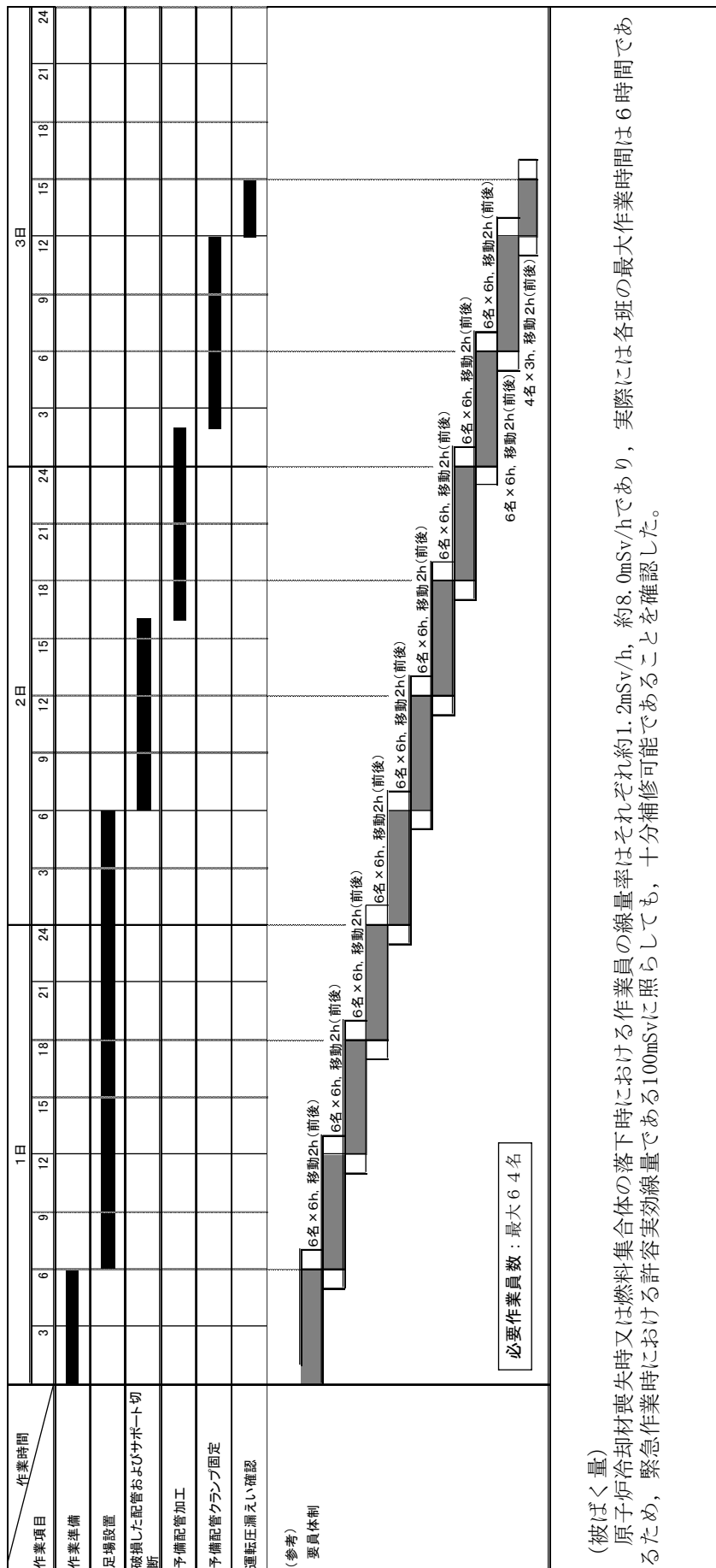
作業手順	
① サポート部を切断，撤去するとともに，配管破断部の近傍は，仮支持のためのチェーンブロック等を設置する。	
② 配管破断部の両端を切断する。	
③ 予め用意している予備配管を，修復箇所の寸法に合わせ加工する。	
④ 配管の芯を合わせ，クランプにより固定する。	

図8 サポート部の修復手順イメージ



(被ばく量)

原子炉冷却材喪失時又は燃料集合体の落下時における作業員の線量率はそれぞれ約1.2mSv/h, 約8.0mSv/hであり, 実際には各班の最大作業時間は6時間であるため, 緊急作業時における許容実効線量である100mSvに照らしても, 十分補修可能であることを確認した。

図9 非常用ガス処理系配管サポート部の修復期間

(2) 中央制御室換気空調系ダクトの修復作業性

中央制御室換気空調系ダクトの敷設状況を図10に示す。

ダクトの全周破断を想定する箇所は、露出ダクト部、躯体貫通部及びサポート等による干渉部があり、それぞれ、ダクト外面を当て板により修復する方法、ダクト内面を当て板により修復する方法及び躯体貫通部全体を当て板により修復する方法に、高所等足場設置を組み合わせることで、ダクトの修復作業性を評価した。

評価の結果、いずれの場合においても、補修機材を使用した修復により、ダクト全周破断箇所は3日以内で修復可能であることを確認した。

なお、足場設置に係るモックアップ結果については、参考資料1に示す。

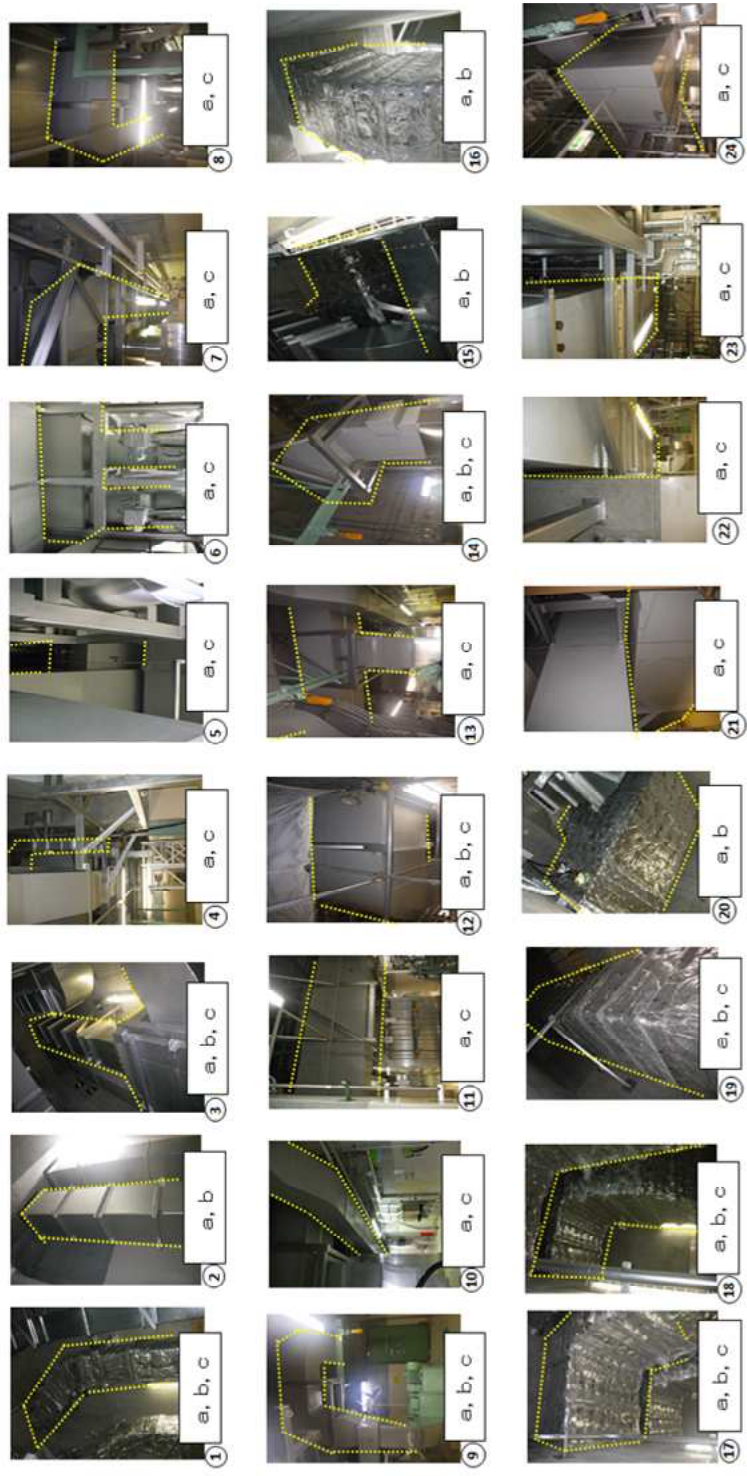
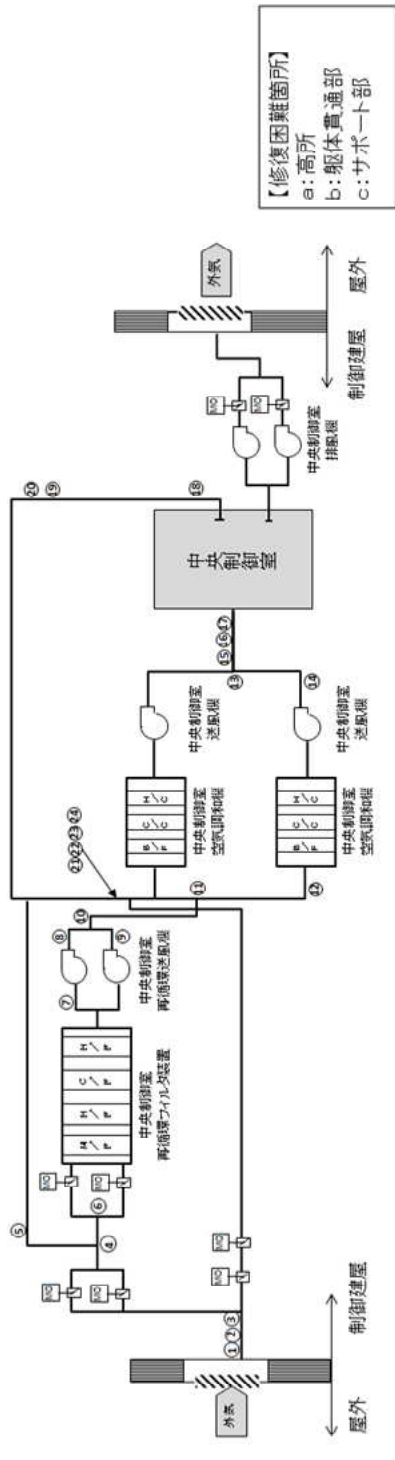


図 10 中央制御室換気空調系ダクト敷設状況



a. ダクト外面を当て板により修復する方法

ダクト外面からの修復が可能な箇所の修復方法（図11）を次に示す。また、修復手順の詳細について、作業イメージを図12に示す。

ダクト全周破断箇所は、図17に示すとおり、2日間で修復可能である。

- ① 修復箇所の作業性を確保する。（高所の場合は足場設置。保温材設置箇所は保温材取外し）
- ② ダクト破断箇所を覆うように、当て板をタッピンねじまたはブラインドドリベットにて固定する。
- ③ 当て板とダクトの隙間からの空気漏えいを防ぐため、アルミテープまたはコーキングにて隙間を塞ぐ。

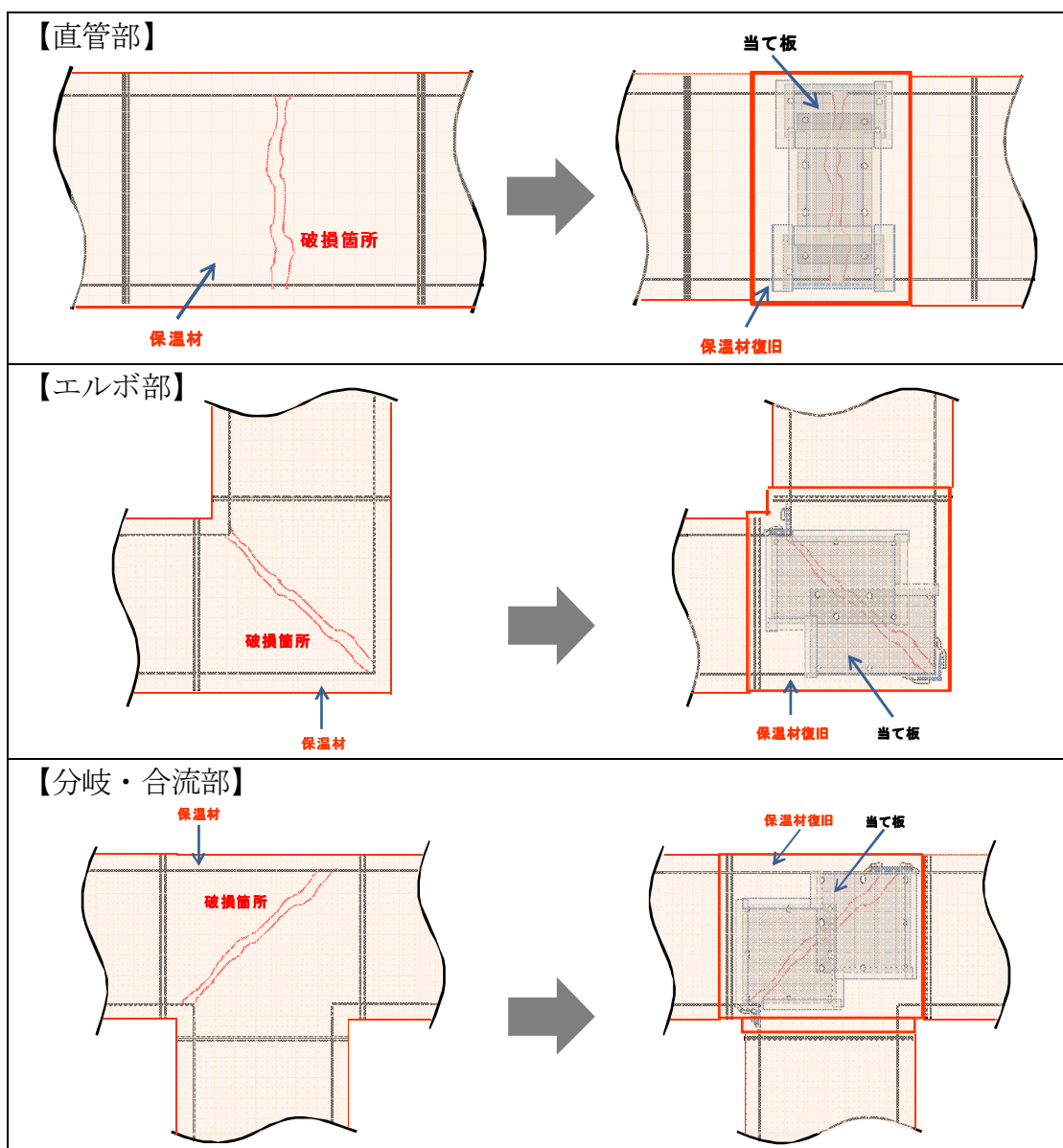


図11 ダクト外面を当て板により修復する方法

作業手順	
① 修復箇所の作業性を確保する。(高所の場合は足場設置。保温材設置箇所は保温材取外し)	
② ダクト破断箇所を覆うように、当て板をタッピンねじまたはブラインドリベットにて固定する。	
③ 当て板とダクトの隙間からの空気漏えいを防ぐため、アルミテープまたはコーキングにて隙間を塞ぐ。	
④ 保温材復旧 (保温材設置箇所)	

(補修資機材例)

<p>タッピンねじ</p>	<p>ブラインドリベット</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> <p>【かしまり図】</p> </div>
<p>アルミテープ</p>	<p>コーキング剤</p>

図12 ダクト外面からの修復手順イメージ



b. ダクト内面を当て板により修復する方法

サポート等干渉物によりダクト外面からの修復が困難な箇所は、ダクト内面にアクセスしダクト内面を当て板により修復する。修復手順（図14）を次に示す。また、修復手順の詳細について、作業イメージを図15に示す。

ダクト全周破断箇所は、図16に示すとおり、3日間で修復可能である。

- ① 修復箇所の作業性を確保する。（高所の場合は足場設置。保温材設置箇所は保温材取外し）
- ② ダクト破断箇所近傍に点検扉がない場合には、ダクト破断箇所近傍にダクト内面アクセス用にダクト開口を設ける。または、近傍ダクト等を1スパン仮撤去する。
- ③ ダクト破断箇所を覆うように、当て板をタッピンねじまたはブラインドリベットにて固定する。
- ④ 当て板とダクトの隙間からの空気漏えいを防ぐため、アルミテープまたはコーキングにて隙間を塞ぐ。
- ⑤ ダクト内面アクセス用開口をダクト外面から当て板修復を行う。または、仮撤去した近傍ダクト等を復旧する。

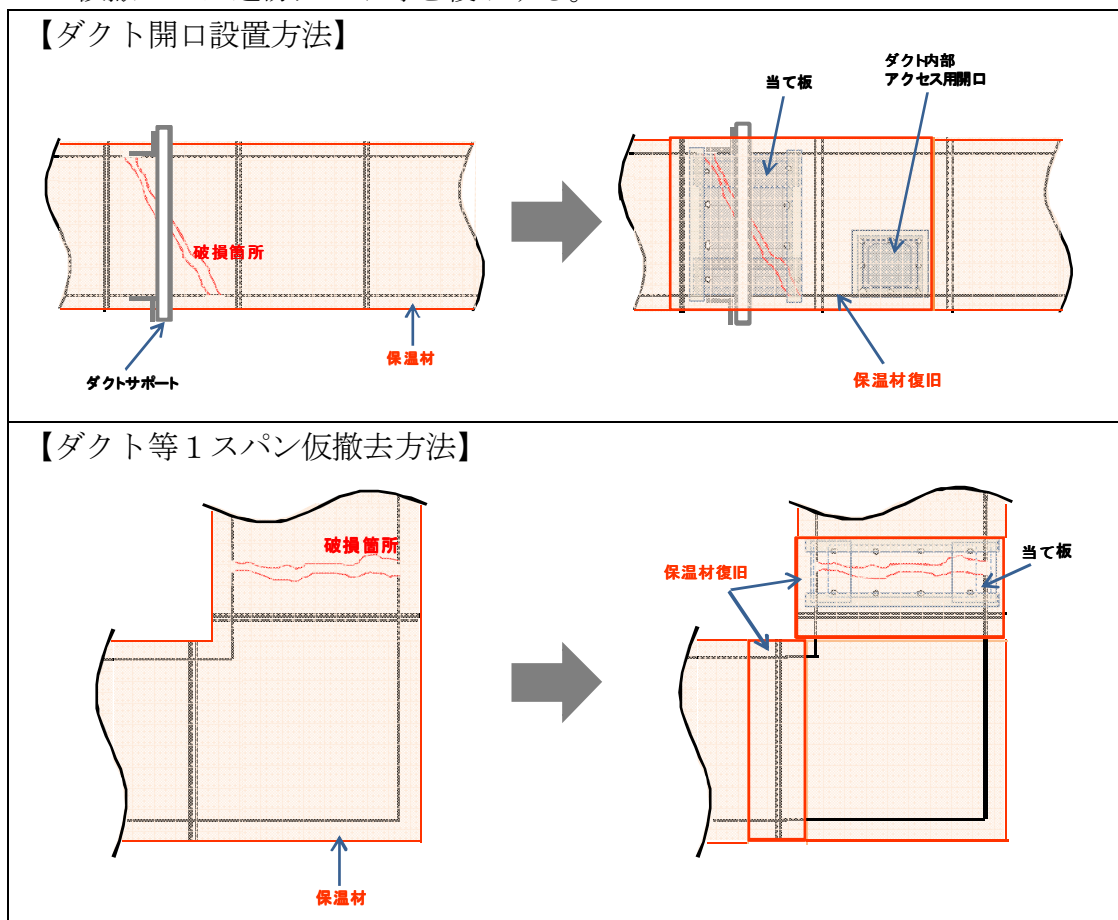


図14 ダクト内面を当て板により修復する方法

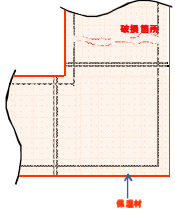
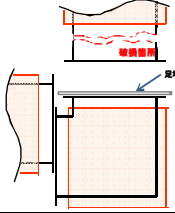
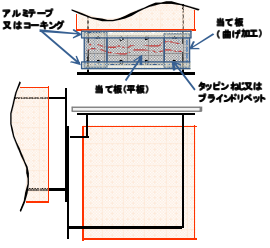
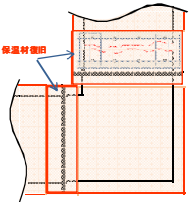
作業手順	
<p>① 修復箇所の作業性を確保する。(高所の場合は足場設置。保温材設置箇所は保温材除外)</p>	
<p>② ダクト破断箇所近傍に点検扉がない場合には、近傍ダクト等を1スパン仮撤去する。</p>	
<p>③ ダクト破断箇所を覆うように、当て板をタッピンねじまたはブラインドリベットにて固定し、当て板とダクトの隙間からの空気漏えいを防ぐため、アルミテープまたはコーキングにて隙間を塞ぐ。</p>	
<p>保温材復旧</p>	

図15 ダクト内面からの修復手順イメージ (ダクト等1スパン仮撤去)

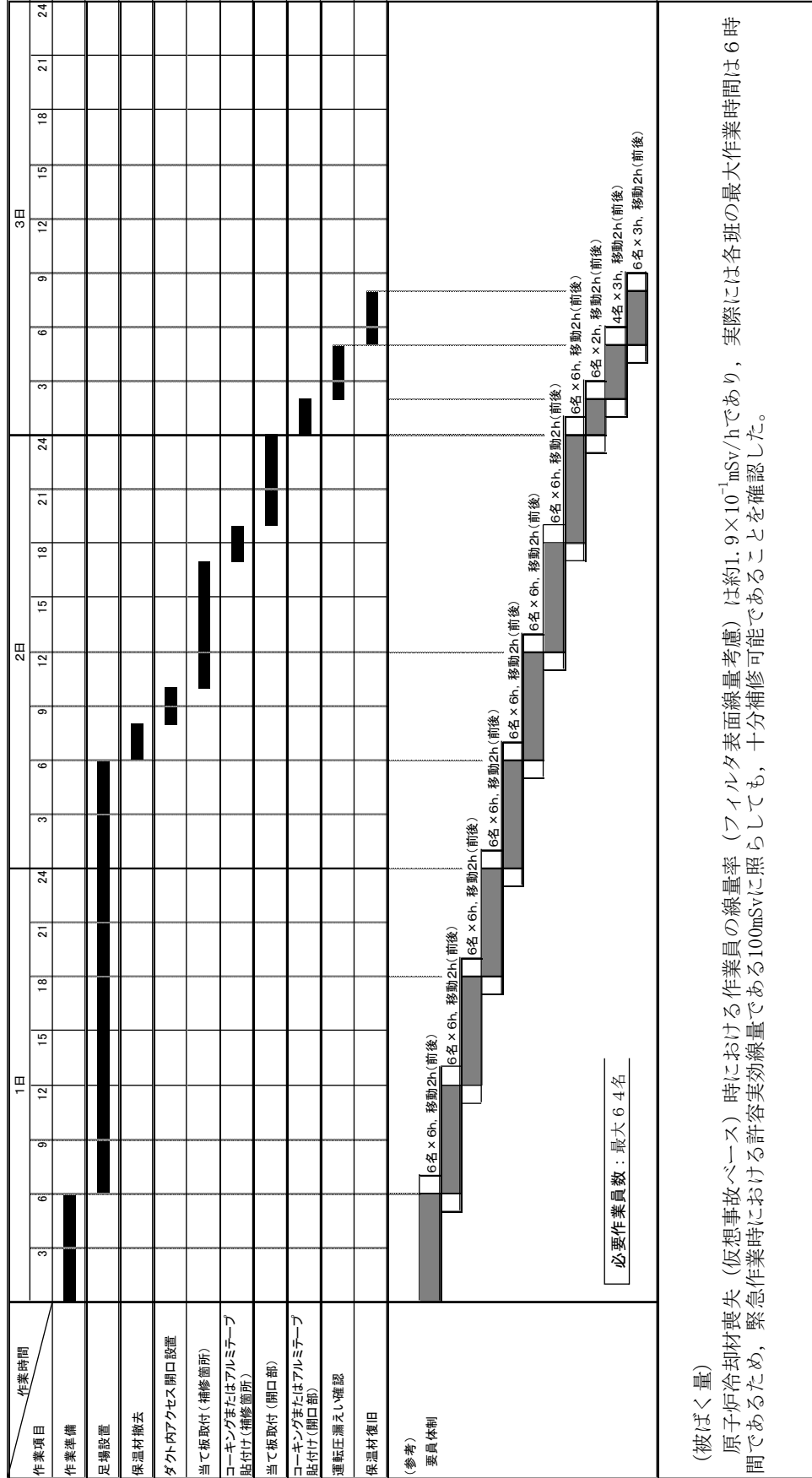


図16 中央制御室換気空調系ダクトの修復期間(内面修復)

c. 躯体貫通部を当て板により修復する方法

ダクト破断箇所が躯体貫通部である場合の修復方法（図17）を次に示す。  
ダクト全周破断箇所は、図18に示すとおり、2日間で修復可能である。

- ① 修復箇所の作業性を確保する。（高所の場合は足場設置。保温材設置箇所は保温材取外し）
- ② ダクトと躯体貫通部全体を覆うように、当て板（曲げ板）を取り付ける。
- ③ ダクト取合部の当て板をタッピンねじまたはブラインドリベットにて固定する。
- ④ 当て板とダクト及び躯体の隙間からの空気漏えいを防ぐため、アルミテープまたはコーキングにて隙間を塞ぐ。

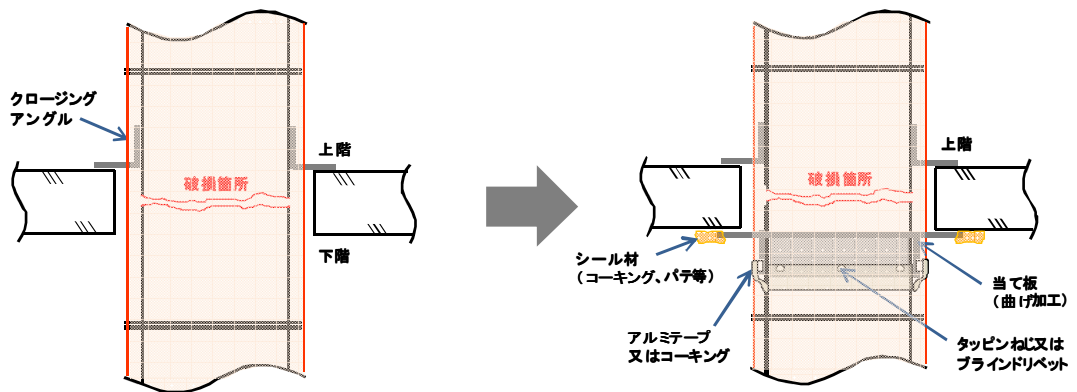


図17 ダクト（躯体貫通部）の修復方法

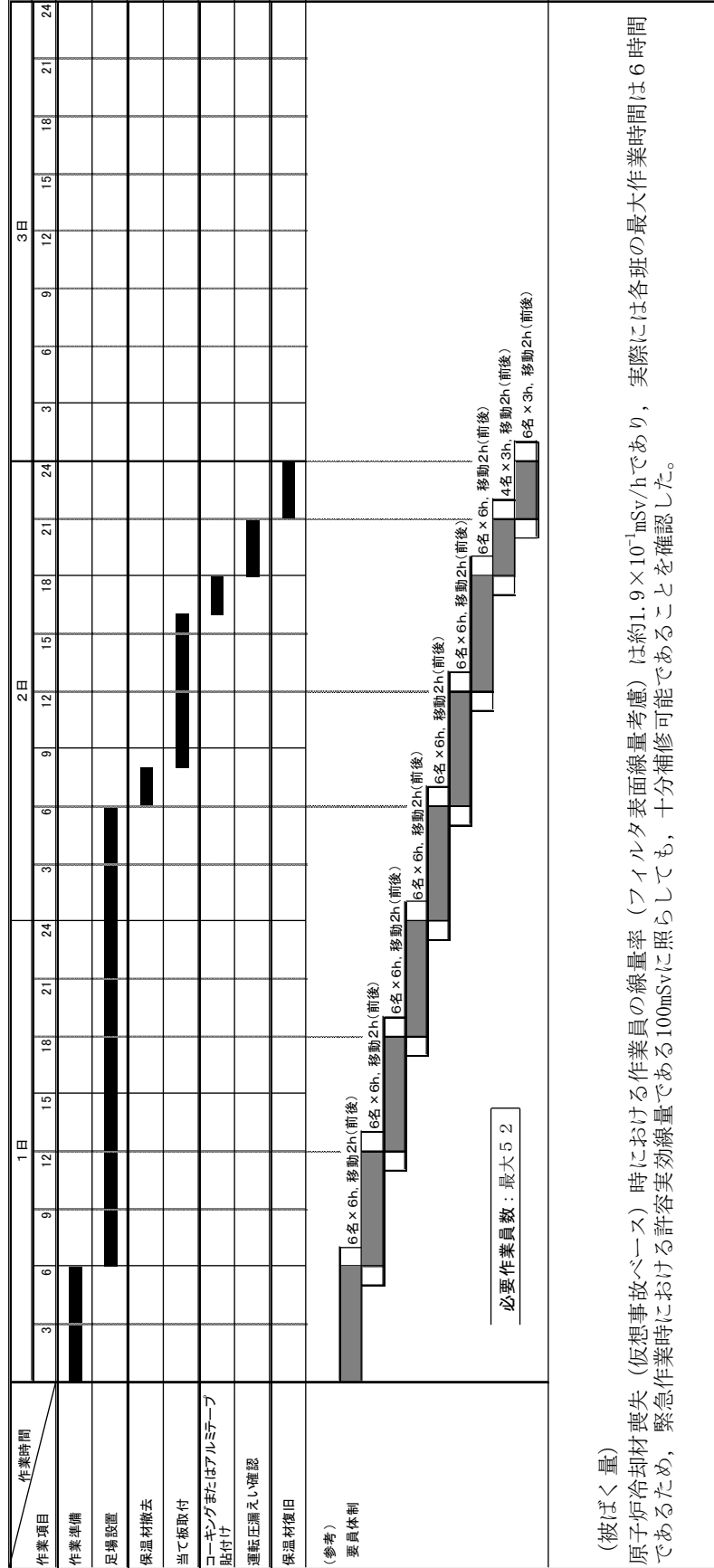


図18 中央制御室換気空調系ダクトの修復期間（躯体貫通部）



## 修復に係る足場設置モックアップについて

### 1. 目的

非常用ガス処理系及び中央制御室換気空調系に想定する故障箇所の修復について、高所等足場設置期間の妥当性を確認することを目的とし、足場設置に係る作業性(作業員, 必要資機材, 作業時間)のモックアップを行った。

なお、事故時環境下における作業を考慮し、全面マスク、タイベックを着用し実施した。

### 2. 非常用ガス処理系

#### (1) 足場設置モックアップ箇所の選定

S G T S 配管補修の成立性確認について、足場設置困難箇所をアクセス性、干渉物の有無の観点から選定し、図1の箇所を補修困難箇所として足場モックアップを行った。

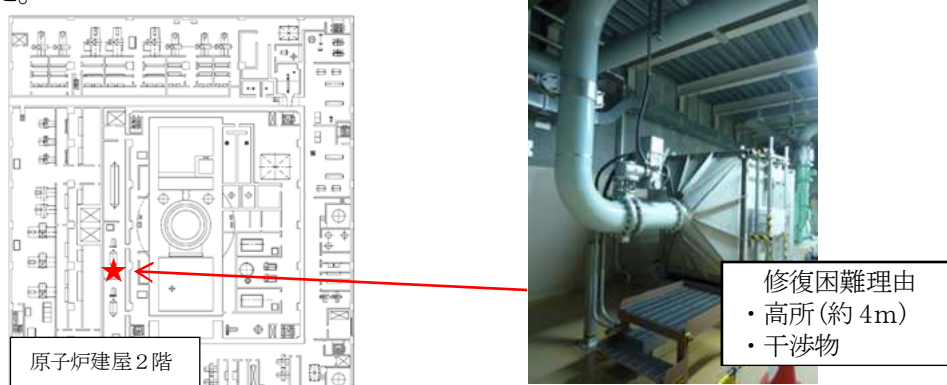


図1 S G T S 足場設置困難箇所

#### (2) 足場設置モックアップ結果

作業員	6人			
必要資機材	足場パイプ(1m)	5本	ベース	5個
	足場パイプ(1.5m)	12本	ジョイント	5本
	足場パイプ(2m)	23本	チェーン	1組
	足場パイプ(2.5m)	5本	梯子	1本
	足場パイプ(3m)	2本	メッシュ板(300×600)	5枚
	足場板(1m)	3枚	番線	3kg
	足場板(2m)	9枚		
	直交クランプ	76個		
	自在クランプ	10個		
作業時間	約2時間			



足場設置前



足場設置後

図2 SGT S配管修復箇所足場設置モックアップ状況

(3) 評価

全面マスク，タイベックを着用した状態でも1日以内で足場設置が完了できることを確認した。

3. 中央制御室換気空調系

(1) 足場設置モックアップ箇所の選定

MCRダクト補修の成立性確認について，足場設置困難箇所をアクセス性，干渉物の有無の観点から選定し，図3の箇所を補修困難箇所として足場モックアップを行った。



制御建屋地下2階



- 修復困難理由
- ・高所(約6.5m)
  - ・狭隘
  - ・干渉物

図3 MCR空調足場設置困難箇所

(2) 足場設置モックアップ結果

作業員	5人			
必要資機材	足場パイプ(1m)	35本	ベース	13個
	足場パイプ(1.5m)	23本	ジョイント	16個
	足場パイプ(2m)	13本	チェーン	1本
	足場パイプ(2.5m)	29本	梯子	2本
	足場パイプ(3m)	21本	メッシュ板(250×1000)	5枚
	足場板(1m)	17枚	メッシュ板(250×500)	2枚
	足場板(1.5m)	14枚	メッシュ板(150×500)	4枚
	足場板(2m)	6枚	番線	15kg
	足場板(3m)	1枚		
	直交クランプ	122個		
	自在クランプ	32個		
作業時間	約6時間			



足場設置前



足場設置後

図4 MCR空調ダクト修復箇所足場設置モックアップ状況

(3) 評価

全面マスク，タイベックを着用した状態でも1日以内で足場設置が完了できることを確認した。

## 非常用ガス処理系及び中央制御室換気空調系における 10%漏えい破損の想定について

### 1. 非常用ガス処理系における 10%漏えい破損の想定について

#### (1) 故障の想定

全周破断に至る前の配管内流量が 10%漏えいする破損<sup>\*</sup>を仮定した場合においても、検知、修復が可能であることを確認する。

※配管の破損想定については全周破断のような大破損を想定すると検知が容易となるが、公衆被ばく評価への影響は大きくなり、微小破損を想定すると検知は困難となるが公衆被ばく評価への影響は小さくなる。ここでは、10%漏えい以下の破損については公衆被ばく評価に与える影響は小さいと判断し、10%漏えい破損を代表として検知性、修復性を検討した。

#### (2) 検知性

10%漏えい破損であれば、損傷部から吹き出す風量が 250m<sup>3</sup>/h 程度、穴径は約 94mm となることから、現場パトロール（視覚、聴覚、触覚）により、破損箇所の特定は可能である。高所や死角となる範囲に対しては、吹流し等を用いることにより検知が可能である。また、故障箇所特定のための現場パトロールは SGTS が起動した後、1 回/日実施するため、故障発生後 1 日以内に確実に検知可能である。

#### (3) 修復作業性

配管の修復作業は、10%漏えい破損箇所を特定した後、以下の手順で行う。また、具体的な修復作業イメージを図 1 に示す。

- ① 修復箇所の作業性を確保（高所の場合は足場設置）
- ② 配管破損箇所の整形（クランプ取付け、または補修テープ巻きつけのため破損部表面を整形する）
- ③ クランプまたは補修テープにより修復

故障箇所特定後の修復期間については全周破断時より作業内容が容易であるため全周破断時の作業期間 3 日間に包絡される。

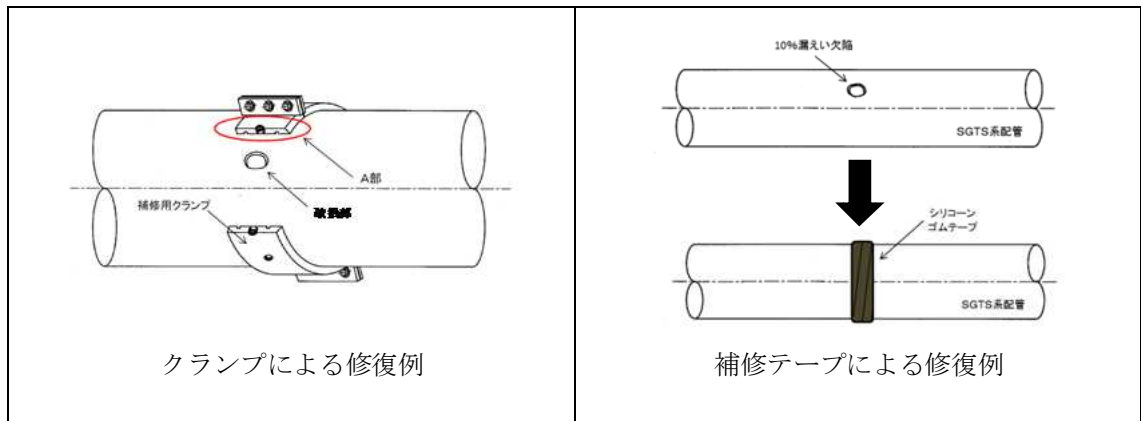


図1 配管10%破損時の修復例

#### (4) 線量評価

一般公衆への線量影響評価は保守的に修復による機能の復旧を期待しない評価に包絡される。また、作業員の被ばく評価については、修復期間がより長期間となる全周破断時の評価に包絡される。

## 2. 中央制御室換気空調系における 10%漏えい破損の想定について

### (1) 故障の想定

全周破断に至る前のダクト内流量が 10%漏えいする破損※を仮定した場合においても、検知、修復が可能であることを確認する。

※ダクトの破損想定については全周破断のような大破損を想定すると検知が容易となるが運転員の被ばく評価への影響は大きくなり、微小破損を想定すると検知は困難となるが運転員の被ばく評価への影響は小さくなる。ここでは、10%漏えい以下の破損については運転員の被ばく評価に与える影響は小さいと判断し、10%漏えい破損を代表として検知性、修復性を検討した。

### (2) 検知性

10%漏えい破損であれば、損傷部から吹き出す風量が 800m<sup>3</sup>/h 程度、穴径は約 205mm となることから、現場パトロール（視覚、聴覚、触覚）により、破損箇所の特特定は可能である。高所や死角となる範囲に対しては、吹流し等を用いることにより検知が可能である。また、故障箇所特定のための現場パトロールは中央制御室換気空調系が再循環運転となった後、1回/日実施するため、故障発生後 1 日以内に確実に検知可能である。

### (3) 修復作業性

ダクトの修復作業は、10%漏えい破損箇所を特定した後、以下の手順で行う。また、具体的な修復作業イメージを図 2 に示す。

- ① 修復箇所の作業性を確保（高所の場合は足場設置）
- ② ダクト破損箇所の整形（当て板を容易にするため、破損部位で邪魔な凸部位を整形する）
- ③ 当て板をタッピンねじ又はブラインドリベットで固定
- ④ 当て板とダクトの隙間からの空気漏えいを防ぐため、アルミテープまたはコーキングにて隙間を塞ぐ。

故障箇所特定後の修復期間については全周破断時より作業内容が容易であるため全周破断時の作業期間 3 日間に包絡される。

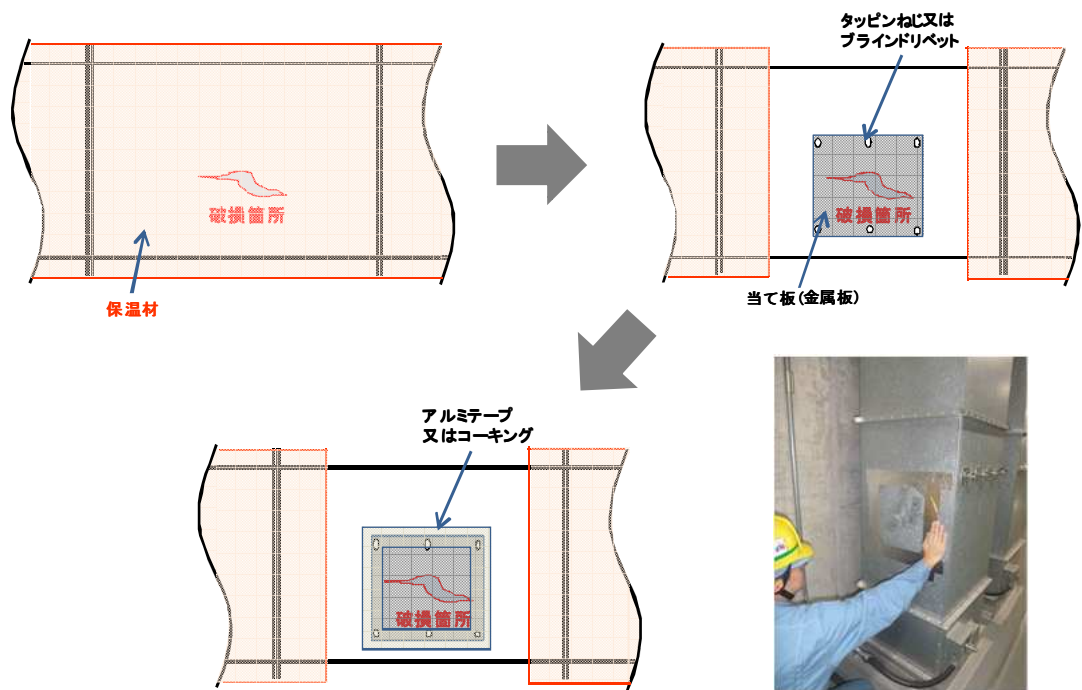


図2 ダクト10%破損時の修復例

(4) 線量評価

中央制御室の居住性評価は保守的に修復による機能の復旧を期待しない評価に包絡される。また、作業員の被ばく評価については、修復期間がより長期間となる全周破断時の評価に包絡される。

設計基準事故解析で期待するプラント操作のための情報の把握機能について

### 1. 目的

女川原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書 添付書類十の事故解析の一部において、運転員の介在をもって事象を収束に導くものがあることから、運転員のプラント操作に必要な情報の把握機能を有する系統・機器を確認する。

### 2. 抽出方法

添付書類十の全ての事故解析において、運転員の介在の有無を確認し、運転員の介在があるものについてプラント操作に必要な情報の把握に用いる系統・機器を網羅的に抽出する。

### 3. 抽出結果

抽出結果を下表に示す。

設計基準事故	運転員の介在の有無	プラント状態の把握に必要な系統・機器
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化		
・原子炉冷却材喪失	無	—
・原子炉冷却材流量の喪失	無	—
・原子炉冷却材ポンプの軸固着	無	—
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化		
・制御棒落下	無	—
環境への放射性物質の異常な放出		
・放射性気体廃棄物処理施設の破損	有	・気体廃棄物処理設備 エリア排気モニタ
・主蒸気管破断	無	—
・燃料集合体の落下	無	—
・原子炉冷却材喪失	無	—
・制御棒落下	無	—
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化		
・原子炉冷却材喪失	有	・原子炉水位（広帯域） ・原子炉格納容器圧力
・可燃性ガスの発生	有	・格納容器雰囲気モニタ （水素・酸素濃度）



## 設計基準事故解析で期待するMS－3機能について

## 1. 目的

女川原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書 添付書類十の事故解析で期待する異常影響緩和系のうち、重要度分類がMS－3の系統・機器を確認する。

## 2. 抽出方法

添付書類十の全ての事故時に期待する異常影響緩和系を抽出する。

## 3. 抽出結果

事故時に期待する異常影響緩和系と重要度分類を表1に示す。このうち、気体廃棄物処理設備エリア排気モニタが重要度分類MS－3に該当する。

表1 事故時に期待する異常影響緩和系の重要度分類 (1/3)

設計基準事故	機能	期待する異常影響緩和系	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
原子炉冷却材喪失	原子炉の緊急停止機能	・制御棒および制御棒駆動系（スクラム機能）	MS-1
	未臨界維持機能	・制御棒および制御棒駆動系（未臨界維持機能）	
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	・主蒸気逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	
	炉心冷却機能	・低圧炉心スプレイ系 ・低圧注水系（残留熱除去系低圧注水モード） ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	・原子炉保護系（原子炉水位低） ・工学的安全施設作動回路（原子炉水位低、ドライウェル圧力高）	
	安全上特に重要な関連機能	・非常用所内電源設備	
・原子炉冷却材流量の喪失 ・原子炉冷却材ポンプの軸固着	原子炉の緊急停止機能	・制御棒および制御棒駆動系（スクラム機能）	MS-1
	未臨界維持機能	・制御棒および制御棒駆動系（未臨界維持機能）	
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	・主蒸気逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	
	原子炉停止後の除熱機能	・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・原子炉隔離時冷却系 ・主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能） ・自動減圧系（手動逃がし機能）	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	・原子炉保護系（主蒸気止め弁閉）	
	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	・格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁を含む）	
	安全上特に重要な関連機能	・非常用所内電源設備	

表1 事故時に期待する異常影響緩和系の重要度分類 (2/3)

設計基準事故	機能	期待する異常影響緩和系	重要度分類
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化			
制御棒落下	原子炉の緊急停止機能	・制御棒および制御棒駆動系（スクラム機能）	MS-1
	未臨界維持機能	・制御棒および制御棒駆動系（未臨界維持機能）	
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	・主蒸気逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	
	原子炉停止後の除熱機能	・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・原子炉隔離時冷却系 ・主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能） ・自動減圧系（手動逃がし機能）	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	・原子炉保護系（中性子束高） ・工学的安全施設作動回路（主蒸気管放射能高）	
	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	・格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁を含む）	
	異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	・制御棒落下速度リミッタ	MS-2
環境への放射性物質の異常な放出			
放射性気体廃棄物処理施設の破損	放射性物質放出の防止機能	・気体廃棄物処理系の隔離弁 ・排気筒	MS-2
	異常状態の把握機能	・気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ	MS-3
主蒸気管破断	原子炉の緊急停止機能	・制御棒および制御棒駆動系（スクラム機能）	MS-1
	未臨界維持機能	・制御棒および制御棒駆動系（未臨界維持機能）	
	原子炉停止後の除熱機能	・原子炉隔離時冷却系 ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能） ・自動減圧系（手動逃がし機能）	
	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	・主蒸気流量制限器 ・格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁を含む）	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	・原子炉保護系（主蒸気隔離弁閉） ・工学的安全施設作動回路（主蒸気管流量大）	
	安全上特に重要な関連機能	・非常用所内電源設備	
燃料集合体の落下	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	・非常用ガス処理系 ・排気筒（非常用ガス処理系の排気機能） ・原子炉建屋原子炉棟	MS-2
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	・工学的安全施設作動回路（原子炉建屋原子炉棟放射能高）	
原子炉冷却材喪失	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	・格納容器 ・格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁含む） ・原子炉建物原子炉棟 ・格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系格納容器スプレイ冷却モード） ・非常用ガス処理系 ・排気筒（非常用ガス処理系の排気機能） ・遮へい設備	MS-1
制御棒落下	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	・格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁含む）	MS-1
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	・工学的安全施設作動回路（主蒸気管放射能高）	

表1 事故時に期待する異常影響緩和系の重要度分類 (3/3)

設計基準事故	機能	期待する異常影響緩和系	重要度分類
原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化			
原子炉冷却材喪失	炉心冷却機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注水系（残留熱除去系低圧注水モード）</li> <li>・ 高圧炉心スプレイ系</li> <li>・ 低圧炉心スプレイ系</li> </ul>	MS-1
	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 真空破壊装置</li> <li>・ 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系格納容器スプレイ冷却モード）</li> </ul>	
	安全上特に重要な関連機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用所内電源設備</li> </ul>	
	事故時のプラント状態の把握機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位（広帯域）</li> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> </ul>	MS-2
可燃性ガスの発生	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 真空破壊装置</li> <li>・ 可燃性ガス濃度制御系</li> </ul>	MS-1
	事故時のプラント状態の把握機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器雰囲気モニタ（水素・酸素濃度）</li> </ul>	MS-2

中央制御室換気空調系の少量外気取入ライン等故障時の影響について

1. 外気取入機能について

中央制御室換気空調系は通常時に外気を取込み (5,000m<sup>3</sup>/h) 運転しているが、事故時に外気を遮断し再循環運転となる。その後、中央制御室の酸欠防止の観点から外気を連続で少量 (500m<sup>3</sup>/h) 取込むことが可能なように、少量外気取入ライン及び排気ラインを備えており、ダクトの一部は単一設計となっている (図1参照)。

以下に通常外気取入ライン、少量外気取入ライン及び排気ラインのダクトに故障を想定した場合の影響について検討を行った。

なお、ダクトへの故障想定は最も過酷な条件として全周破断を仮定する。

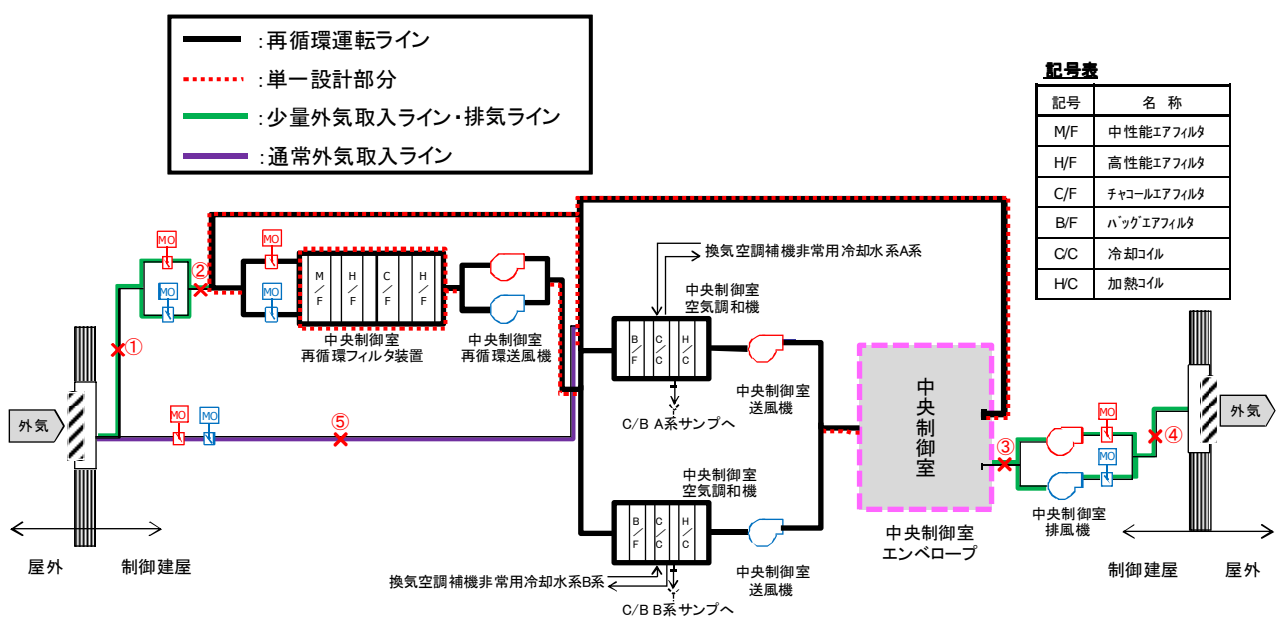


図1 中央制御室換気空調系 系統概要図

2. 少量外気取入ライン及び排気ラインへの影響評価

(1) 運転員の被ばく評価に対する影響

少量外気取入ライン、排気ラインのうち③にダクトの全周破断を想定した場合、ダクト破損部から中央制御室に流入する外気による被ばくが考えられるが、被ばく評価で考慮している空気流入率 (1回/h) は、試験結果 (約0.21回/h) から保守的に設定したものであり、ダクト破損部からの外気流入量として500m<sup>3</sup>/h (強制換気を行う少量外気取入時の外気流入量) を試験結果の値に加算しても被ばく評価で考慮している空気流入率の保守性の中に含まれるため、被ばく評価結果に包絡される (表1参照)。

なお、①又は④でダクトが全周破断した場合は隔離弁の外側であるため、被ばく評価に対する影響はなく、②で全周破断した場合は外気が破損部から流入するものの流入した外気は再循環フィルターを通るため③で全周破断した評価に包絡される。

表1 中央制御室の被ばく評価における空気流入率について (少量外気取入時)

(a) 被ばく評価で使用している空気流入率	(b) 試験により求めた空気流入率	(c) 少量外気取入ダクト破損時の空気流入率 ((b)+500m <sup>3</sup> /h)
1回/h (14,000m <sup>3</sup> /h)	約0.21回/h (約2,940m <sup>3</sup> /h)	約0.25回/h (約3,440m <sup>3</sup> /h)

(2) 少量外気取入に対する影響

①又は②においてダクトの全周破断を想定した場合、破断箇所は中央制御室エンベロープ外であり外気取入に影響はない。③で全周破断を想定した場合は排風機による排気は期待できないが、再循環送風機により外気取込が可能である。④で全周破断を想定した場合、破断箇所は排風機下流の中央制御室エンベロープ外であるため外気取入に影響はない。

以上より、少量外気取入ライン、排気ラインの故障による室内環境への影響はないと考える。

3. 通常外気取入ラインへの影響評価

(1) 運転員の被ばく評価に対する影響

通常外気取入ラインのうち⑤にダクトの全周破断を想定した場合、ダクト破損部から中央制御室に流入する外気による被ばくが考えられるが、被ばく評価で考慮している空気流入率 (1回/h) は、試験結果 (約0.21回/h) から保守的に設定したものであり、ダクト破損部からの外気流入量として5,000m<sup>3</sup>/h(通常外気流入量)を試験結果の値に加算しても被ばく評価で考慮している空気流入率の保守性の中に含まれるため、被ばく評価結果に包絡される(表2参照)。

表2 中央制御室の被ばく評価における空気流入率について (通常外気取入時)

(a) 被ばく評価で使用している空気流入率	(b) 試験により求めた空気流入率	(c) 通常外気取入ダクト破損時の空気流入率 ((b)+5,000m <sup>3</sup> /h)
1回/h (14,000m <sup>3</sup> /h)	約0.21回/h (約2,940m <sup>3</sup> /h)	約0.57回/h (約7,940m <sup>3</sup> /h)

以上

(参考 中央制御室外気遮断時の居住性)

仮に中央制御室の外気インリークがない状態における，中央制御室の居住性を酸素濃度及び炭酸ガス濃度の観点から評価した結果を以下に示す。

## 1. 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備編」に基づき，酸素濃度について評価した。

### (a) 評価条件

- ・在室人員 12名
- ・中央制御室バウンダリ内体積 14,000m<sup>3</sup>
- ・空気流入はないものとして評価する。
- ・初期酸素濃度 20.95%
- ・1人あたりの呼吸量は，事故時の運転操作を想定し，歩行時の呼吸量を適用して，240/minとする。
- ・許容酸素濃度 18%以上（労働安全衛生規則から）

### (b) 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は，以下のとおりであり，523時間外気取入を遮断したままでも，中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表1 閉回路循環運転における酸素濃度の時間変化

時間	12時間	24時間	36時間	523時間
酸素濃度	20.8%	20.8%	20.7%	18.0%

## 2. 炭酸ガス濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備編」に基づき，炭酸ガス濃度について評価した。

### (a) 評価条件

- ・在室人員 12名
- ・中央制御室バウンダリ内体積 14,000m<sup>3</sup>
- ・空気流入はないものとして評価する。
- ・初期炭酸ガス濃度 0.03%
- ・1人あたりの炭酸ガス吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業時の吐出量を適用して，0.046m<sup>3</sup>/minとする。
- ・許容炭酸ガス濃度 1.5%以下（労働安全衛生規則から）

### (b) 評価結果

上記評価条件から求めた炭酸ガス濃度は，以下のとおりであり，372時間外気取入を遮断したままでも，中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表2 閉回路循環運転における炭酸ガス濃度の時間変化

時間	12時間	24時間	36時間	372時間
炭酸ガス濃度	0.08%	0.13%	0.18%	1.50%

## 単一設計箇所への運用・管理について

## 1. 対象設備の保全について

## (1) 現状の保全状況

劣化メカニズム整理表（原子力安全推進協会（旧 日本原子力技術協会）とりまとめ）をもとに、今回対象となった非常用ガス処理系（フィルタ装置、配管の一部）、中央制御室換気空調系（再循環フィルタ装置、ダクトの一部）及び格納容器スプレイ系に（ドライウェルスプレイ管、サプレッションチェンバスプレイ管）の経年劣化事象及び現状の保全項目について表1に整理した。また、各設備の仕様を参考資料1に示す。

表1 経年劣化事象及び現状の保全項目

機器	経年劣化事象	現状の保全項目
フィルタ装置 (非常用ガス処理系) (中央制御室換気空調系)	腐食 性能劣化	<p>【開放点検】 各部の腐食、損傷等の有無を目視により確認する。</p> <p>【漏えい試験】 運転状態にて、各部からの漏えいの有無を確認する。</p> <p>【機能・性能試験】 チャコールエアフィルタのよう素除去効率及び総合除去効率を確認する。 各エアフィルタの運転状態における差圧を確認する。</p>
配管（支持構造物含む） (非常用ガス処理系)	腐食	<p>【外観点検】 各部の腐食、損傷等の有無を目視により確認する。</p> <p>【漏えい試験】 運転状態にて、各部からの漏えいの有無を確認する。</p> <p>【外観点検（外面腐食）】 屋外配管外面の腐食状況を確認する。腐食が確認された箇所については配管肉厚測定を行い、必要肉厚が維持されていることを確認する。</p> <p>【外観点検（支持構造物）】 取付状態でき裂、変形等及び異物、錆等による異常の有無を目視により確認する。</p>

機器	経年劣化 事象	現状の保全項目
ダクト（支持構造物含む） （中央制御室換気空調系）	腐食	<p>【外観点検】 各部の腐食，損傷等の有無を目視により確認する。</p> <p>【漏えい試験】 運転状態にて，各部からの漏えいの有無を確認する。</p> <p>【外観点検（支持構造物）】 取付状態でき裂，変形等及び異物，錆等による異常の有無を目視により確認する。</p>
配管 （ドライウェルスプレイ管， サブプレッションチェンバス プレイ管）	腐食	<p>【外観点検】 変形，塗装の剥離，スプレイノズル 外面への付着物が無いことを目視にて 確認する。</p>



## (2) 現状の保全内容の妥当性確認

### ① 非常用ガス処理系

女川原子力発電所2号炉の非常用ガス処理系のフィルタ装置及び配管については、これまで保全計画に基づいて適切に保全を実施してきている。過去の工事報告書及び不適合管理票を確認した結果、軽微な腐食事例はあったものの、機能・性能に影響を及ぼす故障実績はなかった。

また、他施設の故障実績について原子力施設情報公開ライブラリー等<sup>\*</sup>において共有されている過去の故障実績を確認した結果、非常用ガス処理系に関する故障実績はないものの、他系統の屋外配管（炭素鋼）において外面からの腐食による故障実績が報告されている。これに対して、女川原子力発電所2号炉では屋外配管に対して、外観点検（最長1回/10年）を実施し、腐食が確認された箇所について配管肉厚測定により適切に管理しているため、腐食により機能・性能に影響を及ぼす故障が発生する可能性は低い。

以上より、現状の保全内容についてその妥当性を確認したが、念のため配管内面点検を本停止中に実施する。

※BWR事業者協議会（JBOG）、一般社団法人原子力推進協会及び電気事業連合会

### ② 中央制御室換気空調系

女川原子力発電所2号炉の中央制御室換気空調系については、これまで保全計画に基づいて適切に保全を実施してきている。過去の工事報告書及び不適合管理票を確認した結果、外気取入近傍のダクト腐食事例はあったものの、機能・性能に影響を及ぼす故障実績はなかった。

また、当社東通原子力発電所1号炉の中央制御室換気空調系において、外気取入ラインのダクト内に腐食孔が確認されている。事象の概要を参考資料2に示す。

さらに、他施設の故障実績について原子力施設情報公開ライブラリー等<sup>\*</sup>において共有されている過去の故障実績を確認した結果、ダクト内面（外気取入口近傍）及び屋外ダクト外面において、腐食孔の発生が報告されている。

以上より、女川原子力発電所2号炉の中央制御室換気空調系のダクトについては、過去の故障実績等を踏まえ、定期的な点検（内面及び外観点検）を計画するとともに、本停止中に内面点検を実施する。

※BWR事業者協議会（JBOG）、一般社団法人原子力推進協会及び電気事業連合会

### ③ 格納容器スプレイ系

女川原子力発電所2号炉の格納容器スプレイ系については、これまで保全計画に基づいて適切に保全を実施してきており、過去の工事報告書及び不適合管理票を確認した結果、機能・性能に影響を及ぼす故障実績はなかった。

また、他施設の故障実績について原子力施設情報公開ライブラリー等<sup>\*</sup>において共有されている過去の故障実績を確認した結果、格納容器スプレイ系に関する故障実績は無く、使用条件（窒素環境下、内部流体及び使用温度）がスプレイ管と同様である配管の故障実績もなかったため、現状の保全内容は妥当であると判断する。

※BWR事業者協議会（JBOG）、一般社団法人原子力推進協会及び電気事業連合会

## 2. 運用, 管理

今回対象となった設備の運用, 管理状況を表2に整理した。以下のとおり適切な運用, 管理を実施しており, これにより当該系統の健全性は確保・維持することが可能と考える。

表2 運用, 管理

系統	運用管理	
	定期試験	保全
非常用ガス処理系 (配管, フィルタ装置)	保安規定に基づく1回/月の定期試験を実施し, 各設備の運転状態に異常がないことを確認 (フィルタ差圧, 排風機振動, SGTS トレイン出口流量)	保全計画に基づいて外観点検(支持構造物含む), 開放点検, 漏えい試験, 機能・性能試験を定期的実施
中央制御室換気空調系 (ダクト, 再循環フィルタ装置)	1回/3月の定期試験を実施し, 各設備の運転状態確認に異常がないことを確認 (フィルタ差圧, 送風機振動)	
格納容器スプレイ系 (ドライウェルスプレイ管, サプレッションチェンバスプレイ管)	—	保全計画に基づいて外観点検を定期的実施

※ 上記の他, 日常の巡視点検(運転員は2回/日, 保修員は1回/週)を別途実施。

各設備仕様

(1) 非常用ガス処理系仕様

a. フィルタ装置

機器		最高使用 圧力 (kPa)	最高使用 温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
フィルタ 装置	胴	23.5	140	角型 1600W ×1800H	7.0	SUS304
	ノズル	23.5	140	318.5	7.0	SUS304

b. 配管の一部

機器		最高使用 圧力 (kPa)	最高使用 温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
配管(単一 設計部)	排風機 吸込側	13.7	100	318.5	10.3	STS42
	排風機 吐出側	23.5	140	318.5	10.3	STS42

(2) 中央制御室換気空調系

a. 再循環フィルタ装置

機器		最高使用 圧力	最高使用 温度 (°C)	寸法 (mm)	厚さ (mm)	材料
フィルタ 装置	胴	大気圧	40	角型 2350W ×1600H	4.5	SS41
	入口 ノズル	大気圧	40	φ 650	4.5	SS41
	出口 ノズル	大気圧	40	角型 400 ×800	4.5	SS41

b. ダクトの一部

機器	最高使用 圧力	最高使用 温度 (°C)	寸法 (mm)	厚さ (mm)	材料
ダクト (単一設計部)	大気圧	40	角型 Max: 1850×1300 Min: 600×550	Max: 4.5 Min: 2.3	SS400

(3) 格納容器スプレイ系

a. ドライウェルスプレイ管

機器	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外径 (mm)	板厚 (mm)	材料
スプレイ管	3.73	171	267.4	21.4	STS42

b. サプレッションチェンバスプレイ管

機器	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外径 (mm)	板厚 (mm)	材料
スプレイ管	3.73	104	114.3	6.0	STS42

東通原子力発電所 1 号炉における中央制御室換気空調系の不適合事象について

<p>件名</p>	<p>中央制御室換気空調系ダクト腐食</p>
<p>事象発生日</p>	<p>平成 26 年 1 月 7 日</p>
<p>事象の概要</p>	<p>中央制御室換気空調系設備の点検を実施したところ、当該設備のダクトに腐食孔があることを確認した。(図 1 参照)</p> <div data-bbox="454 645 1401 1608" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p>図 1 腐食孔発生箇所概略図</p> </div> <p>このため、当該ダクトを交換し復旧した。  原因調査の結果、やませや風雪によりダクト内への水分流入が多いこと等により、当該ダクト底部が常に湿った状態となっていたため、腐食が進行して腐食孔が発生したものと推定した。</p>
<p>再発防止対策</p>	<p>当該ダクトを定期的に外観点検するよう点検計画に反映した。</p>

## 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の 吸込み側隔離弁（格納容器外弁）の操作性について

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の吸込み側の隔離弁（格納容器外弁）はトーラス室に設置されており、人力で操作することで、弁を開閉することが可能である。原子炉停止時冷却モードは、冷温停止とするための機能である。ここでは、最も厳しい状態として、事故収束後に本機能を使用する場合を想定した評価を実施した。

以下に評価条件と評価結果を示す。

### 1. 温度評価

#### (1) 評価条件

- a. サプレッションチェンバプール水温度評価
  - ・原子炉停止後，30 分間， 高圧炉心スプレイ系または原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉への注水を実施
  - ・その後，主蒸気逃し安全弁により 55°C/h で原子炉圧力を 1.04MPa [gage] まで減圧
  - ・原子炉停止 30 分後から残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）1 系統で冷却
- b. トーラス室温評価条件
  - ・サプレッションチェンバ気相部および液相部からの伝熱を想定
  - ・サプレッションチェンバ内の熱はシェルを介してトーラス室に放出
  - ・トーラス室の熱は，コンクリートを介してトーラス室外に放出
  - ・トーラス室外の温度は 37°C

#### (2) 評価結果

評価の結果，サプレッションチェンバ内のプール水温度は，約 84°C まで上昇するが，サプレッションプール冷却モードにより徐々に低下し，9 日後には約 53°C となり，最高使用温度 104°C を下回ることを確認した。また，このときのトーラス室内の温度は，約 50°C となることを確認した。

サプレッションチェンバプール水温の評価結果を図 1 に，トーラス室温の評価結果を図 2 に示す。

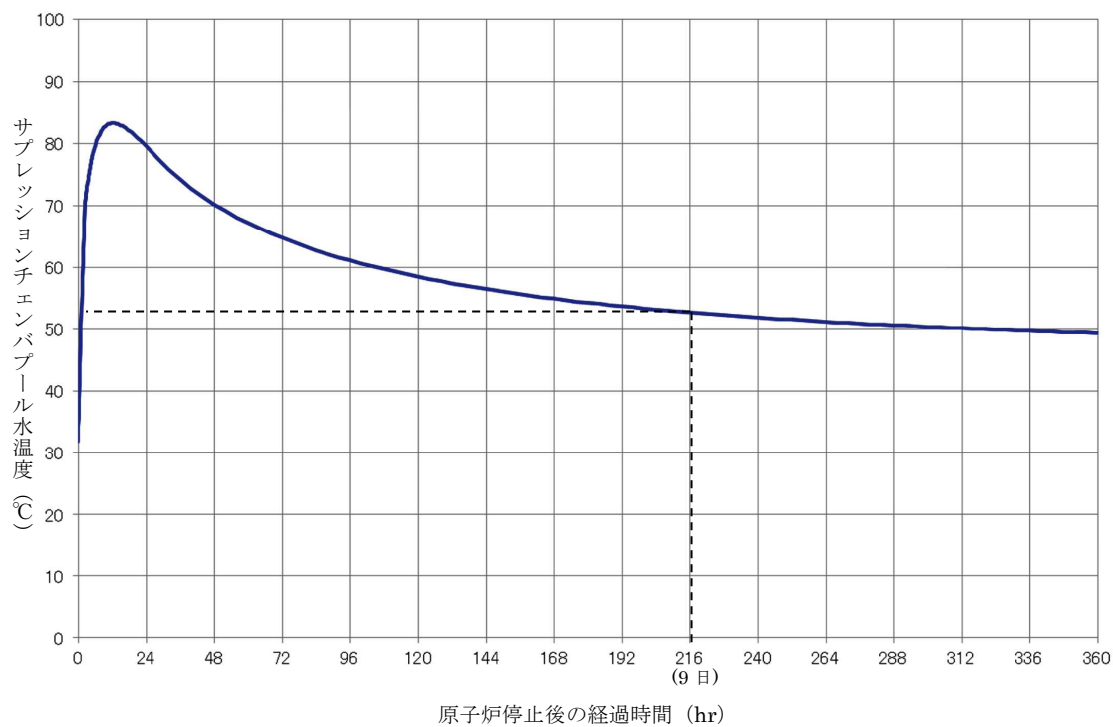


図1 サプレッションチェンバプール水温度

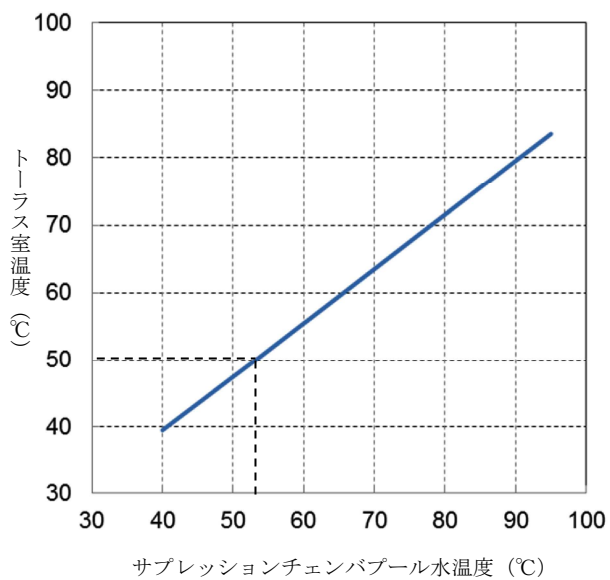


図2 トーラス室温度

## 2. 線量評価

トーラス室の線量評価に用いた条件および結果を以下に示す。

### (1) 評価条件

- ・各種事故（原子炉冷却材喪失）時における放出量を前提
- ・サブプレッションチェンバへの希ガス移行量は MAAP 解析に基づく
- ・トーラス室の線量は、保守的にサブプレッションチェンバ内の線量に等しいとして評価

### (2) 評価結果

事故を想定した時の、サブプレッションチェンバ内の $\gamma$ 線線量率を図3に示す。原子炉停止7日後には、線量率は約15mSv/hになるため、操作に必要な時間20分を考慮しても、人力での隔離弁の開閉操作は十分可能である。

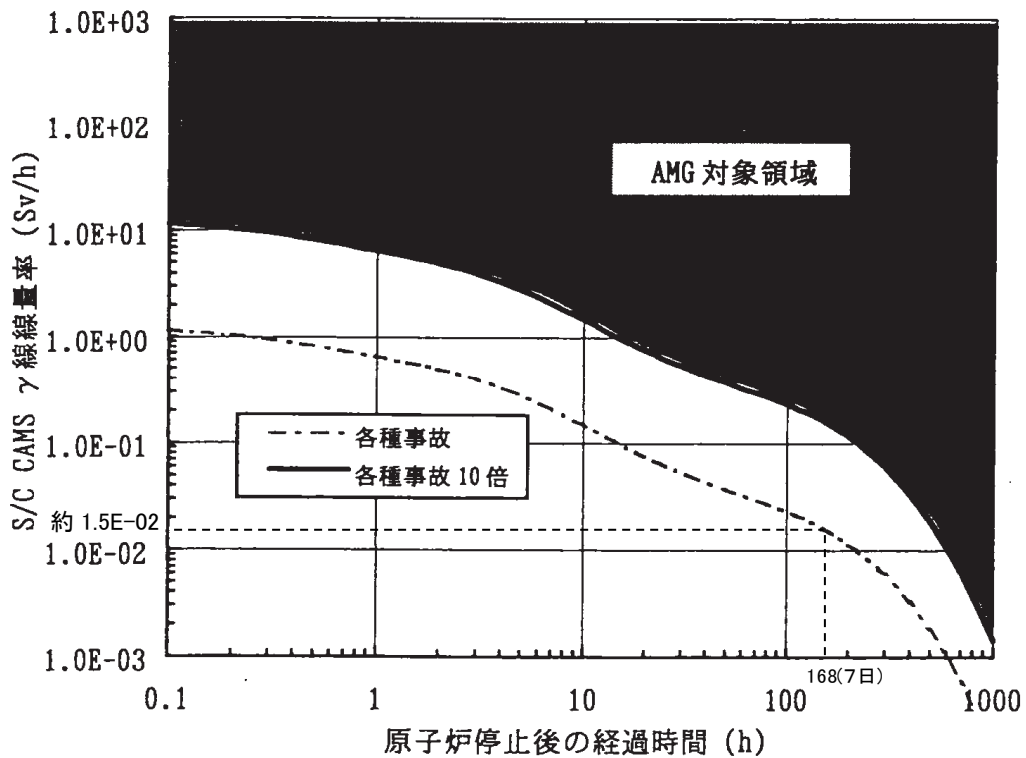


図3 S/C領域の $\gamma$ 線線量率



## 機能復旧を考慮した場合の線量評価

## 1. 非常用ガス処理系

## (1) 原子炉冷却材喪失

補修により、非常用ガス処理系が機能復旧した場合の線量評価を実施した。評価条件を表 1-1 に、放出放射エネルギーを表 1-2 に示す。

評価の結果、周辺監視区域境界における実効線量は約  $5.2 \times 10^{-3}$  mSv となった。

## (2) 燃料集合体の落下

補修により、非常用ガス処理系が機能復旧した場合の線量評価を実施した。評価条件を表 1-3 に、放出放射エネルギーを表 1-4 に示す。

評価の結果、周辺監視区域境界における実効線量は約  $9.8 \times 10^{-1}$  mSv となった。

## 2. 中央制御室換気空調系

## (1) 原子炉冷却材喪失時（仮想事故）

補修により、中央制御室換気空調系が機能復旧した場合の運転員の被ばく線量を評価した。評価条件を表 2-1 に示す。

評価の結果、運転員の被ばく線量は約 1.5 mSv となった。評価結果を表 2-2 に示す。

## (2) 主蒸気管破断時（仮想事故）

補修により、中央制御室換気空調系が機能復旧した場合の運転員の被ばく線量を評価した。評価条件を表 2-1 に示す。

評価の結果、運転員の被ばく線量は約 1.6 mSv となった。評価結果を表 2-2 に示す。

表 1-1 非常用ガス処理系の修復を考慮した線量評価条件  
(原子炉冷却材喪失)

項 目	評価条件
原子炉建屋からの換気率	0～1日： 0.5回/day (SGTSによる換気) 1～4日： 0.2回/day (建屋漏えい) ※1 4日～∞： 0.5回/day (SGTSによる換気)
非常用ガス処理系のよう素除去効率	0～1日： 99% 1～4日： 考慮なし 4日～∞： 99%
事故の評価期間	無限期間
実効放出継続時間	放射性物質の放出形態毎に、全放出量を1時間当たりの最大放出率で除した値から適切に設定 ・0～1日 (排気筒放出) $\chi/Q$ ： 10時間, $D/Q$ ： 10時間 ・1～4日 (地上放出) $\chi/Q$ ： 50時間, $D/Q$ ： 60時間 ・4日～∞ (排気筒放出) $\chi/Q$ ： 200時間, $D/Q$ ： 140時間
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	・0～1日 (排気筒放出) $\chi/Q$ ： $2.9 \times 10^{-6}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q$ ： $1.1 \times 10^{-19}$ Gy/Bq ・1～4日 (地上放出) $\chi/Q$ ： $4.8 \times 10^{-5}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q$ ： $7.8 \times 10^{-19}$ Gy/Bq ・4日～∞ (排気筒放出) $\chi/Q$ ： $1.1 \times 10^{-6}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q$ ： $4.6 \times 10^{-20}$ Gy/Bq (2012年1月～2012年12月の気象データに基づき「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価した相対濃度及び相対線量) ※2
静的機器の単一故障	非常用ガス処理系配管破断

※1 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率の妥当性について補足説明資料1に示す。

※2 気象データの妥当性について補足説明資料2に示す。

表 1-2 非常用ガス処理系の修復を考慮した放出放射エネルギー  
(原子炉冷却材喪失)

項 目	評価結果	
よう素の放出量 (I-131 等価量－小児実効線量係数換算)	0～1日： 排気筒放出	約 $3.3 \times 10^7$ Bq
	1～4日： 地上放出	約 $1.1 \times 10^{10}$ Bq
	4日～∞： 排気筒放出	約 $9.5 \times 10^8$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	0～1日： 排気筒放出	約 $7.4 \times 10^{10}$ Bq
	1～4日： 地上放出	約 $7.2 \times 10^{10}$ Bq
	4日～∞： 排気筒放出	約 $3.9 \times 10^{11}$ Bq

表 1-3 非常用ガス処理系の修復を考慮した線量評価条件  
(燃料集合体の落下)

項 目	評価条件
原子炉建屋からの換気率	0～1日： 0.5回/day (SGTSによる換気) 1～34日： 0.2回/day (建屋漏えい) ※ <sup>1</sup> 34日～∞： 0.5回/day (SGTSによる換気)
非常用ガス処理系のよう素除去効率	0～1日： 99% 1～34日： 考慮なし 34日～∞： 99%
事故の評価期間	無限期間
実効放出継続時間	放射性物質の放出形態毎に、全放出量を1時間当たりの最大放出率で除した値から適切に設定 ・0～1日 (排気筒放出) $\chi/Q$ ： 10時間, $D/Q$ ： 10時間 ・1～34日 (地上放出) $\chi/Q$ ： 80時間, $D/Q$ ： 70時間 ・34日～∞ (排気筒放出) $\chi/Q$ ： 30時間, $D/Q$ ： 30時間
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	・0～1日 (排気筒放出) $\chi/Q$ ： $2.9 \times 10^{-6}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q$ ： $1.1 \times 10^{-19}$ Gy/Bq ・1～34日 (地上放出) $\chi/Q$ ： $4.0 \times 10^{-5}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q$ ： $7.4 \times 10^{-19}$ Gy/Bq ・34日～∞ (排気筒放出) $\chi/Q$ ： $2.1 \times 10^{-6}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q$ ： $8.7 \times 10^{-20}$ Gy/Bq (2012年1月～2012年12月の気象データに基づき「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価した相対濃度及び相対線量) ※ <sup>2</sup>
静的機器の単一故障	非常用ガス処理系配管破断

※<sup>1</sup> 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率の妥当性について補足説明資料1に示す。

※<sup>2</sup> 気象データの妥当性について補足説明資料2に示す。

表 1-4 非常用ガス処理系の修復を考慮した放出放射能量  
(燃料集合体の落下)

項 目	評価結果	
よう素の放出量 (I-131 等価量－小児実効線量係数換算)	0～1日：排気筒放出	約 $2.5 \times 10^{10}$ Bq
	1～34日：地上放出	約 $2.5 \times 10^{12}$ Bq
	34日～∞：排気筒放出	約 $2.4 \times 10^6$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	0～1日：排気筒放出	約 $7.4 \times 10^{13}$ Bq
	1～34日：地上放出	約 $6.3 \times 10^{13}$ Bq
	34日～∞：排気筒放出	約 $1.7 \times 10^9$ Bq

表 2-1 中央制御室換気空調系の修復を考慮した線量評価条件

項目	評価条件
事故時における外気取り込み方法	外気連続少量取込
中央制御室換気空調設備処理空間容積	14,000 m <sup>3</sup> (1,2号炉合計)
再循環フィルタ装置流量	0分～20分：0 m <sup>3</sup> /h 20分～1日：8,000 m <sup>3</sup> /h 1日～4日：0 m <sup>3</sup> /h 4日～30日：8,000 m <sup>3</sup> /h
チャコールフィルタ効率	0分～20分：0 % 20分～1日：90 % 1日～4日：0 % 4日～30日：90 %
事故時外気取り込み量	500 m <sup>3</sup> /h <sup>※1</sup>
外気リークイン量	14,000 m <sup>3</sup> /h (1回/h) <sup>※2</sup>
事故時運転モードへの切替時間	20分
静的機器の単一故障	中央制御室再循環フィルタ装置閉塞又は中央制御室換気空調系ダクト破断

※1 被ばく評価では、保守的になるよう外気を取り込みを考慮している。

※2 空気流入率試験結果を基に保守的に設定（補足説明資料3参照）

表 2-2 中央制御室換気空調系の修復を考慮した線量評価結果

被ばく経路		原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からγ線による中央制御室内での被ばく	約 5.7×10 <sup>-2</sup> mSv	約 6.1×10 <sup>-3</sup> mSv
	② 大気中へ放出された放射性物質による中央制御室での被ばく	約 4.2×10 <sup>-2</sup> mSv	約 8.7×10 <sup>-3</sup> mSv
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 6.0×10 <sup>-1</sup> mSv	約 1.5 mSv
	小計 (①+②+③)	約 7.0×10 <sup>-1</sup> mSv	約 1.5 mSv
入退域	④ 原子炉建屋内の放射性物質からのγ線による入退域での被ばく	約 7.1×10 <sup>-1</sup> mSv	約 1.5×10 <sup>-3</sup> mSv
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 5.4×10 <sup>-2</sup> mSv	約 6.5×10 <sup>-2</sup> mSv
	小計 (④+⑤)	約 7.6×10 <sup>-1</sup> mSv	約 6.7×10 <sup>-2</sup> mSv
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.5 mSv	約 1.6 mSv

非常用ガス処理系配管及び中央制御室換気空調系ダクトの  
全周破断発生時における検知性について

非常用ガス処理系配管及び中央制御室換気空調系ダクトに想定される全周破断発生時における検知性について以下に示す。

1. 非常用ガス処理系配管について

配管の全周破断が発生した場合、中央制御室でエリア放射線モニタ、建屋差圧、SGTS トレイン出口流量等の監視計器の指示値を確認することにより、故障の検知は可能である。

監視計器の仕様を表 1 に、放射線モニタの設置場所を図 1 に示す。

表 1 監視計器仕様

監視計器	測定範囲	警報設定値	備考
エリア放射線モニタ (CH1, 2, 4~8)	$10^{-4} \sim 1$ mSv/h	$10^{-2}$ mSv/h 以上	
エリア放射線モニタ (CH3)	$1 \sim 10^4$ mSv/h	6.80 mSv/h 以上	
原子炉建屋外気間差圧 (北側), (西側), (南側), (東側)	-500~100 Pa	差压低 -70 Pa 以上 差圧高 -440 Pa 以下	負圧管理値 -60 Pa 以下
SGTS トレイン出口流量	0~5000 m <sup>3</sup> /h	低 1500 m <sup>3</sup> /h 以下 高 2750 m <sup>3</sup> /h 以上	系統風量 2500 m <sup>3</sup> /h
SGTS プロセス放射線モニタ	$10^{-13} \sim 10^{-6}$ A	高高 $1.40 \times 10^{-12}$ A 以上 高 $7.00 \times 10^{-13}$ A 以上	通常時バック グラウンド $2.34 \times 10^{-13}$ A

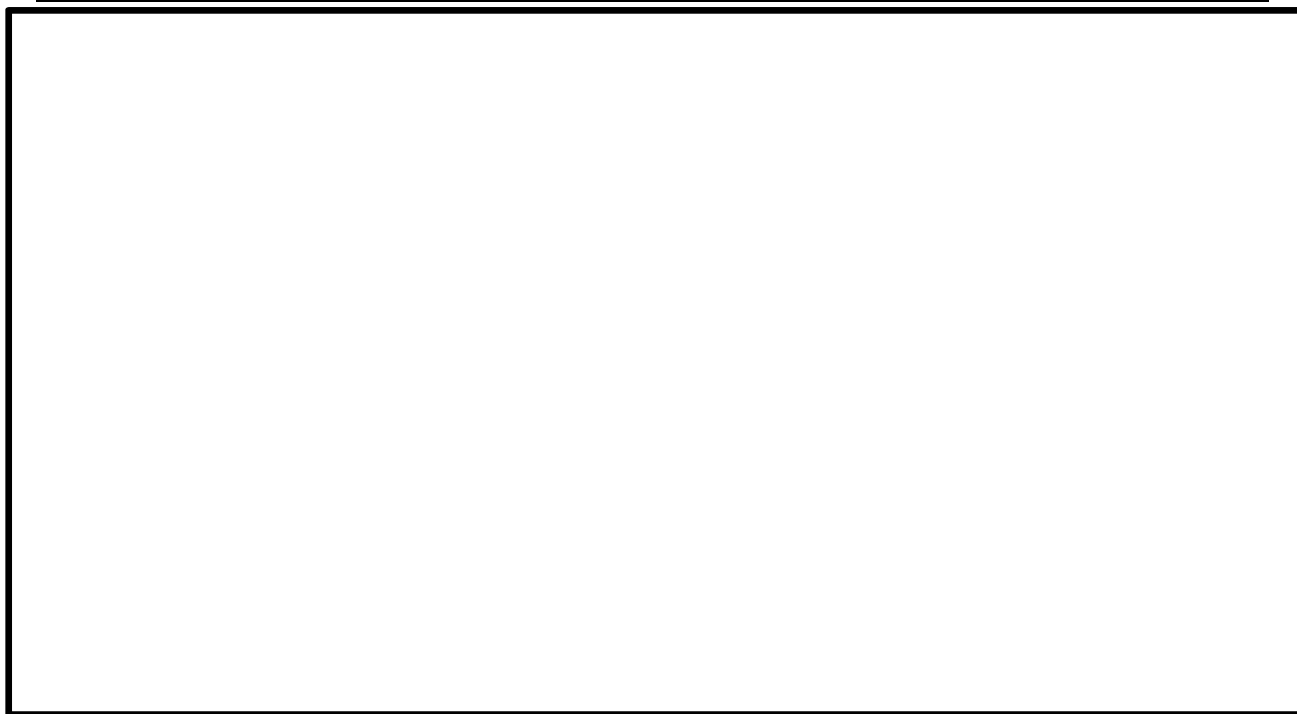


図 1 放射線モニタ設置場所

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

また、監視計器の指示値の確認に加え、SGTS 起動後に 1 回／日実施する現場パトロール（視覚、聴覚、触覚）により、故障発生 1 日以内に確実に全周破断箇所の特  
定は可能である。

## 2. 中央制御室換気空調系ダクトについて

ダクトの全周破断が発生した場合、中央制御室エリア放射線モニタの指示値を確  
認することにより、故障の検知は可能である。

中央制御室エリア放射線モニタの仕様を表 2 に、設置場所を図 2 に示す。

表 2 中央制御室エリア放射線モニタ仕様

監視計器	測定範囲	警報設定値	備考
エリア放射線モニタ (CH42)	$10^{-4} \sim 1$ mSv/h	$10^{-2}$ mSv/h 以上	



図 2 中央制御室エリア放射線モニタ設置場所

また、中央制御室エリア放射線モニタの指示値の確認に加え、通風口からの破断  
音の確認及び中央制御室換気空調系が再循環運転となった後に 1 回／日実施する現  
場パトロール（視覚、聴覚、触覚）により、故障発生 1 日以内に確実に全周破断箇  
所の特定は可能である。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。